



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

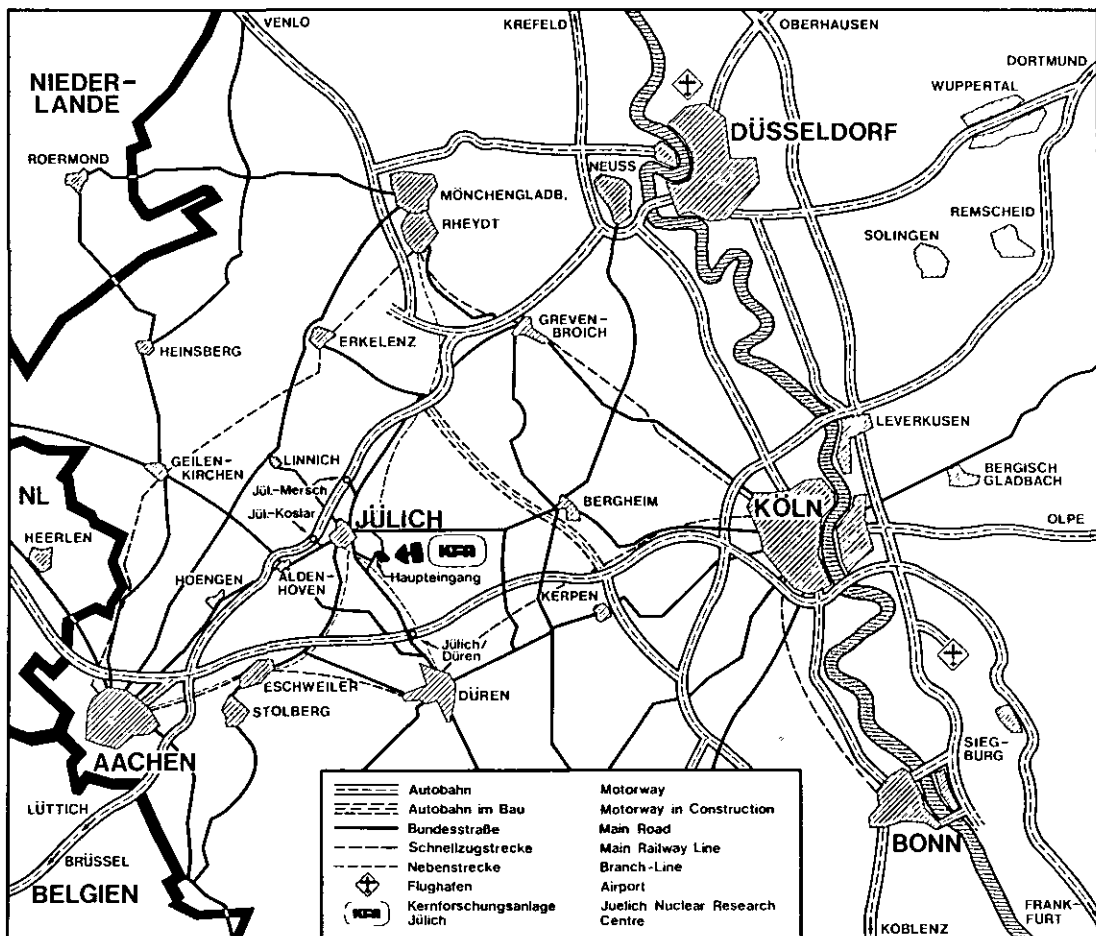
HTR-Statusbericht

26. September 1978

Tagungsband zur Informationsveranstaltung
der KFA Jülich und ihrer Projektpartner über
den Stand der Entwicklung des Hochtemperaturreaktors

Redaktion: B. Richter

JüI - Spez - 21
November 1978
ISSN 0343-7639



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich - Nr. 21

Jülich - Spez - 21

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

HTR-Statusbericht

26. September 1978

Tagungsband zur Informationsveranstaltung
der KFA Jülich und ihrer Projektpartner über
den Stand der Entwicklung des Hochtemperaturreaktors

Redaktion: B. Richter

INHALT

	Seite
Prof. K.H. Beckurts, KFA Begrüßungsansprache	5
Dr. V. Hauff, Bundesminister für Forschung und Technologie Die Rolle des HTR bei der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland	9
Dr. H. Krämer, NWK Die Anforderungen der EVU an ein HTR-Kraftwerk	17
Dipl.-Ing. W. Mattick, BBC, Dr. H. Harder, HRB, Dr. Chr. Marnet, AVR Stand der Entwicklung des HTR zur Stromerzeugung	23
Dr. H. Messerschmidt, Ruhrkohle AG Die Bedeutung der nuklearen Prozeßwärme für die Kohle	33
Prof. R. Pruschek, GHT, Dipl.-Ing. R. Harth, KFA, Dipl.-Ing. I. Weisbrodt, KFA Stand der Arbeiten zur nuklearen Kohlevergasung und zur nuklearen Fernenergie	41
Dr. P. Engelmann, KFA, Dr. D.F. Leushacke, KFA Stand der Untersuchungen zum HTR-Brennstoffkreislauf	63
Dr. U. Däunert, BMFT Internationale Zusammenarbeit bei der HTR-Entwicklung	79
Dipl.-Phys. K. Ehlers, HRB, Dr. W. Fröhling, KFA, Dr. N. Kirch, KFA, Prof. R. Schulten, KFA Das nukleare Wärmesystem HTR im Verbund mit Prozeßwärmanlagen und Stromerzeuger ...	83
Prof. C.B. von der Decken, KFA, Dr. G. Lange, HRB, Dipl.-Ing. H.-A. Leising, GHT Ergebnisse aus den F+E-Tätigkeiten zu den HTR-Projekten PNP, HHT und NFE	95
Prof. G. Sarlos, EIR Das F+E-Programm der Schweiz im Rahmen des HHT-Projektes	107
Dr. H. Teggers, RBW, Prof. H. Jüntgen, BF Betriebsergebnisse der Versuchsanlagen zur Vergasung von Kohle mit nuklearer Prozeßwärme	119
Ing. (grad.) L. Scholz, HHV, Ing. (grad.) H. Weiskopf, BBC Die Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage	131
Dr. P. Zenker, EVO Die Heliumturbinenanlage Oberhausen	139
Prof. H. Nickel, KFA, Dr. H. Schuster, KFA, Dipl.-Ing. W. Jakobeit, BBC Werkstoffe für fortgeschrittene Hochtemperaturreaktoren	143
Dr. H. Huschka, HOBEG, Dr. D.F. Leushacke, KFA Herstellung und Betriebsverhalten von HTR-Brennelementen	157
Dipl.-Ing. J. Német, RFB, Prof. E. Proksch, ÖSGAE, Dr. P. Koss, ÖSGAE Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet des Hochtemperaturreaktors in Österreich	165

BEGRÜSSUNGSANSPRACHE

Prof. K.H. Beckurts, Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Meine sehr verehrten Damen und Herren,

im Namen der Kernforschungsanlage Jülich und ihrer Projektpartner begrüße ich Sie zu diesem Statusbericht über die Hochtemperaturreaktorentwicklung. Wir freuen uns, daß so viele hervorragende Persönlichkeiten aus Politik, Wirtschaft und Wissenschaft unserer Einladung folgen konnten. Dabei begrüße ich besonders herzlich die vielen Gäste aus dem Ausland. Es ist geraume Zeit her, daß die HTR-Entwicklung in der Bundesrepublik in einem umfassenden Statusbericht der Öffentlichkeit vorgestellt wurde. Daß dies nun gerade jetzt geschieht, hat seinen Grund darin, daß die beteiligten Partner nach einer längeren Periode der Klärung und Vorbereitung die Ziele dieser Entwicklung und die Strukturen zu ihrer Erreichung für soweit herangereift halten, daß sie in der Öffentlichkeit verdeutlicht werden können. Wir wünschen Ihnen und uns, daß dies gelingen möge.

Der Hochtemperaturreaktor ist von Anfang seiner industriellen Entwicklung an in einer besonderen Situation. Auf der einen Seite erweckt er sehr hohe Erwartungen in weiten Kreisen der Öffentlichkeit, der Politik und der Wirtschaft. Das ist berechtigt, denn dieses System besitzt außerordentliche Vorteile angesichts seines breiten Anwendungsspektrums über die Elektrizitätsproduktion hinaus, angesichts seiner guten Umweltverträglichkeit und angesichts seiner hohen Effizienz und großen Flexibilität bei der Brennstoffnutzung. Dieses große Potential ist durch vielfältige Forschungsergebnisse des letzten Jahrzehnts, vor allem auch durch die Betriebsergebnisse des Jülicher Versuchskraftwerks AVR, weitgehend abgesichert. Auf der anderen Seite wäre es aber wohl eine Beschönigung, wenn man seine großtechnische Entwicklung über die Prototypphase hinaus im letzten Jahrzehnt als geradlinig bezeichnen würde. Der Weg ist vielmehr charakterisiert durch vielfältige, oft vergebliche Bemühungen um an-

gemessene industrielle Strukturen und um eine breite internationale Basis. Er ist aber auch charakterisiert durch ein manchmal hartes Ringen um Prioritäten bei den Entwicklungszielen. Gerade die Vielzahl der möglichen technischen Konzepte zur Realisierung des Hochtemperaturreaktors hat schwierige und zeitraubende Entscheidungen erfordert, wobei sich mancher der heute Anwesenden an die besonders lebhaften Auseinandersetzungen über "Geometriefragen" (Kugel-Block) beim HHT-Hearing im Jahr 1972 erinnern wird. Erhebliche Rückschläge bei der internationalen Markteinführung des Hochtemperaturreaktors und die sich abzeichnende Verlangsamung des Ausbaus der Kernenergie haben schließlich die ursprünglich vorgesehene rasche Kommerzialisierung auch in der Bundesrepublik verhindert und eine Neubesinnung erforderlich gemacht.

Diese Neuorientierung wurde durch eine besondere Klausurtagung eingeleitet, die Anfang 1976 in Dernbach unter Leitung von Dr. Schmidt-Küster vom BMFT unter Beteiligung von Vertretern der öffentlichen Hand, der herstellenden Industrie, der EVU's und der Forschungszentren stattfand. Die Dernbacher Empfehlungen wurden Grundlage aller weiteren Überlegungen, als deren Ergebnis man Ziele und Strukturen der Hochtemperaturreaktorentwicklung in der Bundesrepublik heute wie folgt darstellen kann:

1. Die Entwicklung zielt auf den Einsatz fortgeschrittener Systeme sowohl zur Prozeßwärmedarbietung bei der Kohleveredlung als auch zur Elektrizitätserzeugung mittels Einkreisanlage im Direktkreislauf. Beide Anwendungen gelten als grundsätzlich gleichgewichtig, jedoch wird ein gewisser zeitlicher Vorlauf der stromerzeugenden Anlage angestrebt. Für beide Projekte sollen Industriekonsortien für die Bau- und Betriebsphase gebildet werden.
2. Die beiden Anlagen gemeinsame wichtigste Komponente, das nukleare Wärme erzeugungssystem, soll möglichst einheitlich sein. Es wird auf der Basis eines Kugelhaufenreaktors mit integrierten Spannbetonbehältern geschaffen und stellt damit die unmittelbare Fortsetzung der Linie AVR/THTR dar.
3. Zur Planung und Entwicklung dieses nuklearen Wärme erzeugungssystems bilden die Firmen HRB, also die BBC General Atomic Gruppe und die Firma GHT, also die KWU-Gruppe, ein gemeinsames

Konsortium. Innerhalb des Konsortiums liegt die Federführung für die stromerzeugende Anlage bei HRB, für die nukleare Prozeßwärmanlage bei GHT, jedoch erfolgt eine umfassende Zusammenarbeit mit einer weitgehenden Arbeitsteilung. Der Konsortialvertrag ist aus rein formalen Gründen noch nicht unterschrieben, das Konsortium wird jedoch bereits praktiziert.

4. Es wird eine Forschungs- und Entwicklungsgemeinschaft zwischen KFA, GHT und HRB gebildet, die für eine eng koordinierte Planung und Durchführung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für das nukleare Wärmeenerzeugungssystem sorgt. Der dieser Entwicklungsgemeinschaft HTR zugrunde liegende Vertrag wurde gestern abend paraphiert; sie soll gegen Ende des Jahres zusammen mit einer noch auszuhandelnden Kenntnisverwertungsgesellschaft gebildet werden.
5. Zur Steuerung aller Arbeiten auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufs des Hochtemperaturreaktors wurde bereits 1977 das HBK-Projekt, d.h. Projekt Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf, gebildet, in dem die drei Firmenpartner der Entwicklungsgemeinschaft (EG) sowie weitere Firmen der Brennstoffkreislaufindustrie zusammenarbeiten.
Das HBK-Projekt und die Entwicklungsgemeinschaft sind von vorne herein eng miteinander assoziiert, und es ist sogar beabsichtigt, daß binnen eines Jahres nach Bildung der EG zumindestens der Teil Brennelement- und Grafitentwicklung aus dem HBK-Projekt in die EG überführt wird.
6. Dieses nationale Programm ist durch eine Reihe von bilateralen und multilateralen Abkommen mit Aktivitäten in der Schweiz, in Japan, in Frankreich, in Österreich, in den USA und in Brasilien verbunden. Dabei sind aussichtsreiche Bemühungen im Gange, durch besondere Abmachungen mit der Schweiz und mit Frankreich zu einer vertieften Zusammenarbeit zu gelangen, die bis zu einer echten Beteiligung dieser Länder bei der Errichtung der Erstanlagen reichen könnte.

Es fehlt nicht an Stimmen, die eine noch stärkere Konzentration in der Zielsetzung der deutschen Hochtemperaturreaktorentwicklung fordern, was allerdings mit sehr schmerzhaften Opfern verbunden wäre. Wir meinen jedoch, daß sich mit den hier angedeuteten Pla-

nungen, die in weiteren Vorträgen des Tages verdeutlicht werden sollen, ein gangbarer Weg anbahnt, der zur Errichtung von Erstanlagen in den 80-iger Jahren und zum kommerziellen Marktdurchbruch noch in den 90-iger Jahren führen könnte. Dabei ist es aber sicher fehl am Platze, Vorschußlorbeeren zu verteilen. Vielmehr müssen wir deutlich die großen Risiken wahrnehmen, denen sich die weitere Entwicklung in technischer, in finanzieller und insbesondere in politischer Hinsicht gegenüber sieht. Die gesamte friedliche Nutzung der Kernenergie befindet sich heute weltweit, aber insbesondere in der Bundesrepublik in einer Krise, deren Auswirkungen noch nicht zu übersehen sind. Auch dem Hochtemperaturreaktor bläst ein scharfer Wind ins Gesicht, darüber machen wir uns keine Illusionen. Wenn man die Entwicklung in schwierigen Zeiten durchstehen will, ist ein langer Atem und ein starkes Engagement bei allen Beteiligten nötig, dazu brauchen wir ein Höchstmaß an Kooperationsgemeinschaft und von Realismus bei allen Partnern.

Vor allen Dingen werden wir alle weiterhin sehr hart arbeiten müssen. Ich hoffe, daß der Statusbericht zeigen wird, wie ernst die Partner dies alles nehmen.

Bund und Land Nordrhein-Westfalen haben die gesamte Entwicklung bisher mit Zuschüssen von rund 2 Mrd. DM gefördert, das ist eine in der Welt einmalige Unterstützung. Die im nächsten Jahrzehnt bevorstehenden Belastungen werden jedoch noch höher sein. Ausschlaggebend ist daher, wie die Rolle des Hochtemperaturreaktors bei der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland von den öffentlichen Händen, hier vor allem vom Bundesminister für Forschung und Technologie, gesehen wird. Von daher kommt den Ausführungen von Bundesminister Hauff, den ich jetzt zu seinem Referat bitten möchte, besondere Bedeutung zu.

DIE ROLLE DES HTR BEI DER ENERGIEVERSORGUNG DER BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

Dr.V.Hauff Bundesminister für Forschung und Technologie

Ich freue mich, Sie heute zum Statusreport Hochtemperaturreaktor in Jülich begrüßen zu dürfen. Die internationale Beteiligung an dieser Veranstaltung zeigt mir, daß das Interesse an dieser Reaktorentwicklungslinie trotz der Schwierigkeiten der vergangenen Jahre nach wie vor nicht auf die Bundesrepublik Deutschland beschränkt ist.

Das Interesse am Hochtemperaturreaktor wird wesentlich bestimmt vom Standort des Interessenten. Während vom Standpunkt der Kohle aus das Hauptinteresse dieses Reaktors in der Möglichkeit gesehen wird, ihn zur Vergasung von Kohle einzusetzen, und sie damit sicher dem Projekt Nukleare Prozeßwärme den Vorrang gibt, betrachten die EVU's, deren Hauptinteresse in einer sicheren und preisgünstigen Stromerzeugung liegt, diesen Reaktor eher als Ergänzung für bereits eingeführte Reaktorsysteme. Die Haltung der Bundesregierung zu dieser Entwicklungslinie ist dargelegt im "Bericht des Bundesministers für Forschung und Technologie über die Entwicklung des Hochtemperaturreaktors", der gerade den Ausschüssen des Deutschen Bundestages vorgelegt worden ist. Ich möchte mich deshalb darauf beschränken, einige wesentliche energiepolitische Aussagen zu skizzieren, die es aus der Sicht der Bundesregierung verantwortbar und notwendig machen, die Entwicklung dieses Reaktortyps zu fördern.

Bei der globalen Betrachtung des Energieproblems können wir davon ausgehen, daß der Energiebedarf in der Zukunft weltweit wie national weiter zunehmen wird. Aber dies muß langsamer als in der Vergangenheit geschehen, und dies muß ohne wirtschaftspolitische Risiken bewältigt werden.

Die Bundesregierung hat daher im Rahmen ihrer Energiepolitik mit aller Deutlichkeit der sparsamen und rationellen Energieverwendung die höchste Priorität eingeräumt, um aus den für uns

verfügbaren langfristig teurer werdenden Energieträgern mehr Nutzen zu ziehen, als es mit früheren Technologien und Verhaltensweisen möglich war.

Bei einer weltweiten Betrachtung werden sich unsere bisherigen Energieimportmöglichkeiten beim Öl und bei Gas in vorhersehbaren Zeiträumen verringern müssen.

Die derzeitige Energiewirtschaft in den westlichen Industrieländern, die rd. 55 % des gesamten Weltenergieverbrauches beanspruchen, läßt sich dabei durch zwei Zahlen verdeutlichen

- nahezu 75 % der eingesetzten Primärenergieträger sind Erdöl und Erdgas,
- rund 3/4 der Endenergie wird für Wärmezwecke, einschließlich Klimatisierung, verwendet.

Diese Importmöglichkeiten an Öl und Gas wären nur aufrechtzuerhalten, wenn wir die berechtigten Ansprüche der Entwicklungsländer wie der Erdölförderländer auf die eigene wirtschaftliche Entwicklung zurückdrängen würden. Dies entspräche aber einer Politik der Fortsetzung des Kolonialismus mit anderen Mitteln, den wir nicht wollen. Deshalb müssen die Industrieländer alle Kräfte einsetzen, um möglichst viel Energie zu sparen, ihre eigenen Rohstoffe optimal zu nutzen und neue Technologien wie die fortgeschrittenen Reaktorlinien, Schnellbrutreaktor und Hochtemperaturreaktor, zur Lösung der Energieprobleme zu entwickeln. Dies ist im übrigen nicht nur moralische Verpflichtung, sondern ökonomisch und ökologisch sinnvoll und ein äußerst wichtiger Beitrag, einer Verschärfung des Nord-Süd-Konfliktes entgegenzuwirken.

In Anbetracht der äußerst langen Entwicklungs- und Markteinführungszeiten müssen schon heute die Technologien entwickelt werden, die erwarten lassen, nach der Erschöpfung von Öl und Erdgas, ihre Rolle in der Energieversorgung übernehmen zu können. Wir wissen heute, daß wir in den nächsten Jahrzehnten die Strukturen unserer Energieversorgung völlig umstellen müssen in der Strom-, Wärme- und Kraftversorgung. Ich glaube, daß diese

Aufgabe kaum überschätzt werden kann. Ich halte die Lösung dieses Problems für eine Schicksalsfrage unserer Generation, für unser wirtschaftliches und politisches System insgesamt.

In der Auswahl der möglichen Technologien sind im Energieforschungsbereich heute alle Technologien, die einen wesentlichen Beitrag zur Lösung dieser Aufgaben erwarten lassen, zu fördern. Aus mittelfristiger Sicht, was energiepolitisch etwa ein Jahrzehnt bedeutet, kann die Versorgung mit den heutigen Energieträgern als gesichert gelten, insbesondere dann, wenn das Wachstum des Energieverbrauchs durch rationelle Verwendung und verstärkten Einsatz der bei uns wirtschaftlich nutzbaren regenerativen Energiequellen verlangsamt werden kann.

Die Bundesregierung hat hier, wie eingangs erwähnt, durch ein Bündel von Maßnahmen die Rahmenbedingungen geschaffen, die energiesparende neue Technologien begünstigen. Ich erinnere dabei nur an das Investitionszulagengesetz, das Zukunftsinvestitionsprogramm, das Energieeinsparungsprogramm und an das Programm Energieforschung und Energietechnologien, für das bis 1980 ca. 7 Mrd. DM zur Verfügung stehen.

Bei einer langfristigen Betrachtung kommt in der Energieversorgungsstruktur der Zukunft dem Hochtemperaturreaktor wie dem Schnellbrutreaktor eine besondere Bedeutung zu.

Für den Schnellbrutreaktor setze ich darauf, daß es in Kürze zu Entscheidungen kommt, die den Weiterbau in Kalkar gewährleisten. Zur weiteren Behandlung dieser Reaktorbaulinie gibt es eindeutige Beschlüsse der Fraktionen des deutschen Bundestages und der Bundestagsausschüsse, sowie der Koalitionsparteien in Bonn. Wir können die Option des Schnellbrutreaktors nicht preisgeben. Lassen Sie mich an dieser Stelle einige Gedanken zur Bedeutung internationaler Öffnung unserer Großprojekte sagen. Die Kosten für die Markteinführung einer neuen Reaktorlinie las-

sen sich nur grob auf 5 - 10 Mrd. DM abschätzen, eine Größenordnung, die an die Grenzen der Möglichkeiten nationaler Entwicklung heranreicht. Die gemeinsame Entwicklung des Schnellbrutreaktors auf der Basis industrieller Verträge durch die Bundesrepublik Deutschland, Frankreich, Belgien, die Niederlande und Italien hat dieses Projekt stark und für die beteiligten Staaten auch längerfristig durchführbar gemacht sowie die politische Akzeptanz deutlich verbreitert. Es muß unser Bestreben sein, die HTR-Entwicklung in sinngemäßer Weise international einzubinden. Die Voraussetzungen hierfür sind durchaus gegeben. Auf der Seite des Heliumturbinenprojektes gibt es bereits eine langjährige Zusammenarbeit mit der Schweiz, die ausbaufähig ist.

Im Bereich der nuklearen Prozeßwärme ist Frankreich an einer Kooperation interessiert, Österreich hat seine Mitarbeit angeboten. In Japan, mit dem wir durch Regierungsabkommen im Bereich von Wissenschaft und Technik verbunden sind, ist ein wachsendes HTR-Programm zu beobachten. Die Sowjetunion zeigt vermehrtes Interesse an dieser Entwicklung.

Schließlich sollten wir unsere vertraglichen Bindungen an die USA und den Zugang zu dem dort entwickelten umfangreichen Wissen nicht zu erwähnen vergessen, auch wenn der Prozeß der Entscheidungsfindung dort noch im Gange und dessen Ausgang bis heute ungewiß ist. Darüberhinaus ist über BBC und HRB eine Basis industrieller Verknüpfung gegeben.

Auch das HTR-Projekt hat also gute Voraussetzungen zu einer weitreichenden Internationalisierung, eine wesentliche Voraussetzung für ihren Erfolg, wie wir immer wieder betont haben.

Die Entwicklung der HTR-Linie verspricht eine Reihe von Technologien verfügbar zu machen, die in verschiedenen Bereichen der Energieversorgung eingesetzt werden können. Neben dem Einsatz des HTR zur Stromerzeugung zielt die Nutzung der HTR-Wärme auf die Herstellung neuer Energieträger, die der Substitution von Erdöl und Erdgas dienen können. Von besonderem Interesse ist

für uns dabei, daß hier die heimischen Kohlevorräte zur Deckung des Bedarfs an umweltschonenden und anwendungsfreundlichen Energieträgern herangezogen werden können.

Das HTR-Programm in der Bundesrepublik Deutschland weist mit dem AVR, dem im Bau befindlichen THTR-300 sowie den Plänen für Demonstrationsanlagen zur Stromerzeugung und Prozeßwärmenutzung Projekte auf, die weltweit Bedeutung haben. Die planerischen Arbeiten werden durch ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm ergänzt, das den Bau und den Betrieb großtechnischer Versuchsanlagen einschließt, von denen ich hier nur beispielhaft die Heliumturbinen-Versuchsanlagen in Jülich und Oberhausen sowie die Pilotanlagen zur Kohlevergasung im Prozeßwärmeprojekt nennen möchte. Entsprechend der Bedeutung, die der HTR-Entwicklung in unserem Lande beigemessen wird, betragen die Aufwendungen für diese Entwicklung rd. 150 Mio DM jährlich; hinzuzurechnen sind die Errichtungskosten für den THTR-300, die sich nach heutiger Schätzung auf insgesamt 1,75 Mrd. DM belaufen werden.

Die Flexibilität des HTR in seiner Anwendung gestattet uns, die bisher prioritär auf die Stromerzeugung ausgerichtete Entwicklung sinnvoll der Anwendung im Wärmemarkt vorzuschalten. Das Gelingen eines solchen Ansatzes setzt jedoch voraus, daß sich die Elektrizitätsversorgungsunternehmen maßgeblich und ohne Zögern in der Entwicklung des stromerzeugenden HTR engagieren. Ich möchte die EVU's ermuntern, durch ihr industrielles Engagement gerade bei dieser Entwicklung unternehmerische und energiepolitische Weitsicht zu zeigen.

Denn Weitsicht und Entschlußkraft sind wichtige Bedingungen, damit diese Reaktorlinie eine Rolle in der Energieversorgung unseres Landes erlangen kann. Wir stehen zwar nicht mehr am Anfang dieser Entwicklung, aber wir haben auch das sichere Ufer noch nicht erreicht. Wir wissen aber, daß wir auf dem besten Wege dorthin sind. Zu jeder Reaktorlinie gehört eine Infrastruktur, die sich langfristig entwickeln muß, ebenso

wie die öffentliche Akzeptanz dieser Technologie. Da wir eine solch anspruchsvolle Technologie wie ein neues Reaktorsystem nicht allein unter rein technischen Gesichtspunkten beurteilen können, muß auch das Für und Wider dieser Technologie nicht nur innerhalb der Experten diskutiert werden, sondern auch in den Parlamenten, in den Medien und mit den Bürgern dieses Landes. Dies gilt für die Energiepolitik im allgemeinen und für die Kernenergie in besonderem Maße.

Für die Bundesregierung gilt, daß wir durch den Bürgerdialog Kernenergie alle Probleme der Kernenergienutzung, auch der fortgeschrittenen Reaktorlinien, vor einer breiten Öffentlichkeit sichtbar behandelt haben. Erst nach Abwägung eines breiten Interessenspektrums haben wir mit der 2. Fortschreibung des Energieprogramms im Dezember des letzten Jahres ein neues Fundament gelegt. Das BMFT hat darüber hinaus neue Diskussionsformen, wie etwa die Expertengespräche "Pro- und Contra Schneller Brüter" und "Reaktorsicherheit" durchgeführt, in denen Gegner und Befürworter der Kernenergie offen alle Argumente vorgetragen haben. Nicht nur die Information über die Gefahren neuer Technologien ist notwendig, auch Informationen über die Chancen sollten nicht unterschlagen werden.

Unser Land ist, wie jeder weiß, arm an Energierohstoffen. Dem Mangel an Natururan versuchen wir mit der Technik des Schnellen Brutreaktors zu begegnen. Dieser Reaktortyp ist systembedingt jedoch nicht in der Lage, mit sehr hohen Temperaturen in den Wärmemarkt einzudringen. Diese Erkenntnisse haben in der Bundesrepublik Deutschland zur parallelen Entwicklung des Hochtemperaturreaktors geführt, der nicht als Alternative, sondern als ergänzende Technologie einer vielseitigen Nutzung der Kernenergie zu sehen ist.

Trotz der energiepolitischen Bedeutung, die wir der HTR-Linie gerade im Hinblick auf unsere Kohlevorräte beimessen, kann aber eine so langfristige, aufwendige und auch risikoreiche Entwicklung nicht vom Staat verordnet werden. Sie kann nur im Zusammenwirken aller beteiligten Gruppen gedeihen.

Gemeinsamkeit tut not. Die Bundesregierung gibt dabei die energiepolitische Richtung an, zum Beispiel durch die Setzung von energiepolitischen Rahmendaten, die eine langfristige Orientierung für den Bürger, den Wissenschaftler, die Unternehmungen und die verschiedenen staatlichen Ebenen ermöglicht.

Die Bundesregierung bemüht sich um die Gemeinsamkeit auf der Grundlage und mit den klaren Prioritäten der zweiten Fortschreibung des Energieprogramms.

Ich bin der festen Überzeugung, dieses Statusseminar wird einen weiteren Beitrag leisten können, die Rolle des HTR für die Energieversorgung der Zukunft der Bundesrepublik deutlich zu machen. Bei den fortgeschrittenen Reaktorsystemen ist die Forschung und Entwicklung weiter verantwortlich voranzutreiben, weil ein Verzicht auf diese Entwicklungen heute mit Sicherheit die Preisgabe energiepolitischer Unabhängigkeit zumindest in Teilbereichen unserer Energieversorgung, bedeuten würde.

DIE ANFORDERUNGEN DER EVU AN EIN HTR-KRAFTWERK

Dr. H. Krämer Northwestdeutsche Kraftwerke Aktiengesellschaft
 (NWK), Hamburg

Wenn wir heute über die HTR-Entwicklung sprechen, tun wir dies wesentlich weniger unbelastet als noch vor wenigen Jahren. In den teils technischen, vorwiegend aber strukturellen Fragen dieser Entwicklung, die sich vor allem im internationalen Bereich aufgetan haben, sind im nationalen Bereich gravierende Schwierigkeiten der Kernenergie generell hinzugekommen, deren Überwindung uns bis an den Rand des Tragbaren belasten. Ich möchte daher gleich eingangs feststellen und -dabei um Nachsicht bitten-, daß die Betreiber bei den hier anstehenden Entscheidungen nur in dem Maße Freiraum gewinnen, in dem der Berg, der sich in den letzten drei Jahren aufgetürmt hat, abgetragen werden kann.

Doch nun zum eigentlichen Thema. Zunächst die Frage: Warum interessieren sich die EVU für den HTR?

- Die Frage ist alt, die Antwort ebenfalls; in erster Linie wegen der besseren Brennstoffnutzung. Das folgende Bild gibt den Uranbedarf von Leichtwasserreaktoren im Verhältnis zu dem des HTR. Wir sehen daraus, daß der Bedarf beim Übergang zum HTR um über 40% gesenkt werden kann. Selbst im Fall, daß beide Anlagentypen in einem sogenannten Throwaway-Brennstoffregime betrieben werden, ließen sich Einsparungen von über 30% erzielen. Bei dem inzwischen erreichten Kostenniveau für Uranerz bedarf dieser Aspekt keiner weiteren Erläuterung. Ähnlich ist die Situation beim Trennarbeitsbedarf.
- Auf Grund der Betriebserfahrungen in Peach Bottom, Dragon und AVR erwarten wir 2. beim HTR besonders niedrige Freisetzungsraten für Spaltprodukte an die Umgebung. Damit würde das Genehmigungsverfahren vereinfacht, der Betrieb der Anlage, insbesondere seine Wartung erleichtert.

- 3. möchte ich den geringeren Kühlwasserbedarf nennen, der bei der Standortwahl größere Flexibilität schafft.

Welche Forderungen stellen wir nun an den HTR?

Die Einhaltung der genannten Erwartungen ist selbstverständlich. Daß die letztlich zu erwartenden Stromgestehungskosten in einem vertretbaren Rahmen liegen müssen, braucht nicht näher ausgeführt zu werden. Darüber hinaus zielen unsere Forderungen auf ein möglichst reibungsloses Genehmigungsverfahren, eine damit verbundene kurze Bauzeit und eine betriebsfreundliche Konzeption ab, die hohe Arbeitsverfügbarkeit ermöglicht. Das bedeutet im einzelnen:

Alle wesentlichen Regeln und Vorschriften, die die heutige Genehmigungspraxis ausmachen, sind einzuhalten bzw., wenn nicht übertragbar, sinngemäß anzuwenden. Wir sollten uns freimachen von der Hoffnung, der HTR könne in ein weniger enges Genehmigungskorsett als der LWR schlüpfen. (Das soll nicht ausschließen, daß im Einzelfall sinnvollerweise Ausnahmen vereinbart werden.) Eine rechtzeitige Einschaltung von Gutachtern zu HTR-spezifischen Fragen verringert daher das Entwicklungsrisiko.

Bei den bekannten äußeren Lastfällen muß eine sichere Abschaltung und eine langfristige Nachwärmeabfuhr gewährleistet sein. Für

- Flugzeugabsturz
- äußere Explosion
- Erdbeben

reicht es nicht aus, die äußere Schale gegen Penetration auszulegen, so müssen darüber hinaus für sämtliche sicherheitstechnisch relevanten Komponenten

- die Etagenantwortspektren
- die Fundamentbelastungen
- die Schnittkräfte
- die Spannungsanalyse für die jeweilige Komponente

vorgelegt werden. Auf Grund dieser Kenntnisse können die Rohrlei-

tungen, Stellglieder, Behälter und Apparate von Beginn an richtig dimensioniert werden.

Die Auslegung zunächst mit Reserven zu versehen und genauere Rechnungen später vorzulegen hat sich vielfach als der falsche Weg herausgestellt.

Als auslegungsbestimmender innerer Lastfall ist der Kühlmittelverluststörfall zu beherrschen. Die dabei auftretenden Transienten sind rechtzeitig zu ermitteln und in die Auslegung der Komponenten einfließen zu lassen. Speziell der Vergleich, ob der äußere oder innere Lastfall auslegungsbestimmend für ein Bauteil ist, muß frühzeitig (vor Bestellung der Komponente) durchgeführt werden.

Für alle Primärkreiskomponenten, die in Hochdrucksystemen eingesetzt sind, sollen Werkstoffe zur Verwendung kommen, die unter dem Stichwort "neues Zähigkeitskonzept" bekannt sind. Die Anforderung an diese Werkstoffe sind in der neuesten RSK-Leitlinie für Druckwasserreaktoren beschrieben und können sinngemäß auf den HTR übertragen werden.

Bei der Typenauswahl der Komponenten sollen in der Regel nur bewährte Bauteile eingesetzt werden, die in anderen Kraftwerken eine Bewährungszeit hinter sich haben. Die Typenvielfalt soll auf ein Minimum beschränkt werden, soweit sich das mit der teilweise geforderten Diversität vereinbaren läßt. Neuartige Bauteile erfordern u.a. den Nachweis durch Versuche in extrapolierbaren Maßstäben.

Die Komponenten müssen so angeordnet sein, daß eine 100% Wiederholungsprüfbarkeit möglich ist, das gilt für den RDB bzw. Coreinbauten, sowie für alle Hochdrucksysteme. Die Prüfungen sollen ausführlich in für jede Komponente bzw. System getrennten Prüfanweisungen beschrieben sein. Es ist eine gute Zugänglichkeit anzustreben, um die Prüfzeiten klein zu halten, im Interesse der radiologischen Belastung, wie auch der Anlagenverfügbarkeit. An radiologisch hoch belasteten Bauteilen ist eine automatische Wiederholungsprüfeinrichtung zu installieren. Ausbau und Wiederbeladung des gesamten Cores ist dabei unabdingbar.

Zur Montage der Komponenten ist bekanntlich ein abgeschlossenes Vorprüfverfahren mit für den Gutachter nachvollziehbarer Dokumentation notwendig. Auf die vollständige und rechtzeitige Erstellung der Unterlagen, beginnend beim Unterlieferanten, muß daher besonderes Augenmerk gerichtet werden.

Es soll angestrebt werden, die Überprüfung von Komponenten und den Austausch von Verschleißteilen in mindestens jährlichem Rhythmus vorzunehmen.

Wo das nicht eingehalten werden kann, sind die aktivitätführenden Komponenten so anzuordnen, daß sie während des Betriebes mit möglichst geringer Strahlenbelastung inspiziert bzw. ausgetauscht werden können. Die Maßnahmen der Wartung und Revision sind detailliert in der Dokumentation zu beschreiben.

Ein wichtiger Faktor für eine sichere und übersichtliche Anlage mit hoher Verfügbarkeit ist die saubere und konsequente Trennung der Redundanzen.

Bei der Konzeptfestlegung müssen neuerdings die Objektschutzmaßnahmen zusammen mit Gutachter und Behörde festgeschrieben werden, da diese die Auslegung von Gebäuden und Komponenten entscheidend beeinflussen können.

Eine spätere Erstellung des Anforderungskataloges und Einbindung in das laufende Verfahren führt in der Regel zu kostspieligen Umbauten und Nachrüstungen.

Ich muß hier abbrechen.

Es wird Ihnen aufgefallen sein, daß wir keine spezifischen Forderungen an das Anlagenkonzept gestellt haben. Hier liegen die Entscheidungen beim Hersteller, und damit komme ich zum zentralen Punkt. Die HTR-Entwicklung erfordert eine kompetente und engagierte Herstellerindustrie. Vor dem Hintergrund der heutigen Si-

tuation ist diese Forderung besonders problematisch. Die Risiken für die Entwicklung und für die Markteinführung des HTR übersteigen bei weitem die Risiken, die ein Hersteller zu übernehmen in der Lage ist. Die intensiven Bemühungen, diese Risiken durch internationale Beteiligung zu mindern, haben diesbezüglich nur begrenzten Erfolg gehabt. Daraus folgt, daß die die HTR-Entwicklung tragenden Gesellschaften weiterhin auf die Unterstützung durch die öffentliche Hand angewiesen sein werden. Wir hoffen, daß dies weiterhin möglich sein wird, und zwar im Rahmen eines langfristigen Planes. Die Rolle der EVU darf nicht überschätzt werden. Ihr fachlicher Beitrag liegt nicht in der Detailkonstruktion des Anlagenkonzepts, vielmehr in der Kontrolle und zwar auf Einhaltung aller betrieblich wichtigen Aspekte.

Sie können davon ausgehen, daß die EVU auch zu finanziellem Engagement bereit sind und zwar dem jeweiligen Entwicklungsstand entsprechend.

Zur Zeit laufen Vorbereitungsarbeiten für die Bildung einer Projektgesellschaft, der 13 EVU - darunter die größten in der Bundesrepublik - angehören werden. Wir gehen davon aus, daß die Gründung im Verlauf des kommenden Jahres erfolgt. Ich wünsche diesem Unternehmen sowie dem HTR insgesamt viel Erfolg.

RELATIVE LIFETIME U_3O_8 REQUIREMENTS

LWR THROWAWAY	1.53
LWR RECYCLE U ONLY	1.30
LWR RECYCLE U AND PU	1.00
HTGR-MEU/TH THROWAWAY	1.22
HTGR-MEU/TH RECYCLE U 233 ONLY	1.06
HTGR-MEU (SPIKED)/TH RECYCLE ALL U	0.58

STAND DER ENTWICKLUNG DES HTR ZUR STROMERZEUGUNG

Dipl.-Ing. W.Mattick	Brown, Boveri & Cie AG (BBC) Mannheim
Dr. H. Harder	Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB) Mannheim
Dr. Chr. Marnet	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR), Düsseldorf

Einleitung

Die typischen Eigenschaften des gasgekühlten und speziell des Hochtemperaturreaktorsystems haben weltweit, seitdem man sich mit dem Entwurf von Leistungsreaktoren beschäftigt, zu einer intensiven Planungs- und Entwicklungsarbeit geführt, die auch fortgesetzt wurde, nachdem die in den 70er Jahren erwartete Markteinführung von HTR-Kraftwerken durch das Zusammenwirken mehrerer ungünstiger Ereignisse noch nicht stattfand.

Diese besonderen Eigenschaften sind durch die Betriebsergebnisse der bisher gebauten Versuchs- und Prototyp-Anlagen eindrucksvoll bestätigt worden. Sie seien nochmals aufgeführt.

- o Helium als inertes Kühlmittel ohne Phasenwechsel
 - ist technisch einfach zu beherrschen und
 - ermöglicht hohe Kühlmitteltemperaturen, d.h. hohen Wirkungsgrad bei umweltfreundlicher Abfuhr der Restwärme.
- o Metallfreie Einbauten führen zu
 - hervorragenden Sicherheitseigenschaften und
 - günstiger Neutronenökonomie, d.h. Schonung der Uranvorräte.
- o Spannbetonbehälter schaffen einen nach innen und außen beständigen Einschluß aller nuklearen Komponenten.

Das folgende Referat diskutiert die erreichten Ergebnisse, umreißt noch zu lösende Aufgaben und beschreibt die Lösungsansätze.

Von grundlegender Bedeutung für die HTR-Entwicklung in Deutschland ist der AVR. Er steht daher am Anfang dieser Übersichtsdarstellung:

AVR 150 MW

Das AVR-Versuchskraftwerk mit 15 MW elektrischer Leistung war Ende 1977 10 Jahre in Betrieb. Es wurde für die Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor von der damaligen Brown Boveri / Krupp, der heutigen Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, errichtet und Ende 1967 in Betrieb genommen. Es sollte im Großversuch die Machbarkeit des Hochtemperaturreaktors mit Kugelhaufenkern demonstrieren und den Nachweis erbringen, daß auch mit Kernkraftwerken hohe Kühlmitteltemperaturen erreicht werden können, ein Aspekt, der im Laufe der Jahre zunehmend an Bedeutung gewonnen hat.

Eine mehr als 10-jährige Betriebszeit hat folgendes gezeigt:

- Die über 10 Jahre gemittelte Zeitverfügbarkeit ist mit 78 % für einen Versuchsreaktor recht beachtlich. Mit 92 % Zeitverfügbarkeit wurde 1976 das beste Ergebnis erzielt.
- Im Februar 1974 wurde die mittlere Kühlgasaustrittstemperatur von ihrem Auslegungswert 850 °C auf 950 °C angehoben. Der mehrjährige Betrieb auf dieser hohen Temperatur demonstriert die Eignung des HTR für Prozeßwärmeerzeugung und als Wärmequelle für den geschlossenen Gasturbinenprozeß.
- Die Ergebnisse der Brennelementerprobung sind besonders zufriedenstellend. Bisher sind über 1.5 Mio Kugeln im Betrieb umgewälzt worden. Von den zahlreichen verschiedenen eingesetzten Brennelementtypen haben die ältesten einen Abbrand von über 180.000 MWD/t Schwermetall erreicht. Das gute Rückhaltvermögen der coated particles für Spaltprodukte drückt sich u.a. in der sehr niedrigen Kühlgasaktivität aus, die wiederum nur eine vernachlässigbare Aktivitätsabgabe an die Umgebung und eine besonders niedrige Strahlenbelastung des Bedienungspersonals zur Folge hat. Die mechanische Stabilität der Brennelemente zeigt sich in einer Schadensquote von nur 10^{-4} , d.h. einem beschädigten Brennelement unter 10.000 umgewälzten. Die Elemente werden in einem industriellen Herstellungsprozeß gefertigt.
- In mehreren Versuchen konnten die günstigen Sicherheitseigenschaften eines HTR eindrucksvoll demonstriert werden. Zum Beispiel wurde versuchsweise der Kühlgasstrom bei voller Leistung unterbrochen und die Abschaltstäbe am Einfahren gehindert. Dieser simulierte Störfall wird üblicherweise durch sorgfältige Auslegung vermieden und als hypothetisch angesehen. Der AVR schaltete sich dabei selbsttätig ab, verblieb etwa einen Tag unkritisch und pendelte sich danach auf eine Leistung im Kilowatt-Bereich, d.h. im Bereich einiger Promille der Ausgangsleistung ein.

Im Mai 1978 mußte das Kraftwerk wegen eines Lecks im Dampferzeuger, im Endüberhitzer, außer Betrieb genommen werden. Er ist einer Berücksichtigung nicht zugänglich. Aufgrund von Ausströmungsmessungen wird die Leckgröße um 1 mm² angenommen. Das Leck dürfte im Laufe von 3 Monaten von zunächst mikroskopischen Abmessungen langsam bis auf diese Größe gewachsen sein. Die aus dem Dampferzeuger in den Heliumkreislauf ausströmenden Dampfmengen waren zunächst so gering, daß sie während des Betriebes nicht nachgewiesen werden konnten. Lediglich während kurzer Abschaltphasen, wenn der Endüberhitzer von Speisewasser anstelle von Dampf durchströmt wurde, wurde ein Anstieg der Kühlgasfeuchte gemessen, der nach der Inbetriebnahme jeweils wieder rasch absank. Nachdem festgestellt wurde, daß an kalten Stellen des Kreislaufs Wasser auskondensiert war, wurde der Reaktor vorläufig außer Betrieb genommen. Zur Nachwärmeabfuhr blieben für einige Tage die Gebläse und der Dampferzeuger in Betrieb. In dieser Phase wurden etwa 24 t Wasser durch das Leck in das Reaktordruckgefäß eingespeist, wo es zunächst verdampfte, an kalten Stellen wieder kondensierte und sich im unteren Teil des Gebläsedoms sammelte.

Zur Behebung des Schadens wird der defekte Rohrstrang des Dampferzeugers abgetrennt und dichtgeschweißt. Dies ist ohne Leistungseinbuße möglich, weil bei der Auslegung ein Heizflächenverlust durch Rohrreißer eingeplant war. Nachdem inzwischen der größte Teil des Wassers über die Kugelbeschickungsanlage entnommen werden konnte, ist nach der Entfernung einiger Restmengen vorgesehen, das gesamte Primärsystem durch Evakuieren zu trocknen. Eine Beeinträchtigung der Brennelemente durch Feuchtigkeit kann nicht eingetreten sein, weil jederzeit sorgfältig darauf geachtet wurde, daß ihre Betriebstemperatur niedrig genug blieb, so daß der Graphit der Kugeln nicht mit dem Wasser reagieren konnte.

Wenn auch im Augenblick eine exakte Angabe über die Wiederinbetriebnahme schwierig ist, besteht kein Zweifel daran, daß das AVR-Kraftwerk recht bald seinen Betrieb wieder aufnehmen und die begonnenen Versuchsprogramme weitergeführt werden.

Peach Bottom, 40 MW, und Dragon

Das amerikanische Pendant zum AVR, Peach Bottom, mit 40 MW elektrischer Leistung wurde nach 8-jährigem erfolgreichen Betrieb stillgelegt. (Abb. 1)

Inzwischen ebenfalls seit Herbst 1975 nach erfolgreichem 9-jährigem Betrieb stillgelegt ist der Dragon-Reaktor in Winfrith.

Auffallend waren auch bei diesen Reaktoren die geringe Kühlgasaktivität sowie die Bestätigung und damit Sicherung der angewandten corephysikalischen Rechenmethoden.

Mol-Experiment

In diesem Zusammenhang sind auch zu erwähnen die zahlreichen Bestrahlungsexperimente in Mol, Risley und Petten, die die Kenntnisse aus dem Reaktorbetrieb ergänzten und dazu führten, daß bezüglich der Standfestigkeit der Brennelemente und großen Graphitblöcke für den Betrieb der HTR-Leistungsreaktoren heute keine Zweifel mehr bestehen. (Abb. 2)

Fort St. Vrain, 330 MW

Die 330 MW HTR-Anlage Fort St. Vrain ist das erste HTR-Kraftwerk von annähernd kommerzieller Leistungsgröße. Es wird von der Public Service Company of Colorado betrieben. Hersteller ist General Atomic, das Partnerunternehmen der BBC in der Hochtemperaturreaktorbau GmbH. Ziel dieser Anlage ist die Demonstration der Leistungsfähigkeit von Systemen und Komponenten, die typisch für HTR-Anlagen kommerzieller Leistungsgröße sein werden.

Während die reine Bauzeit mit 5 Jahren relativ kurz war, erlitt das Inbetriebnahmeprogramm eine Reihe von Rückschlägen. Sie waren u.a. durch die nachträgliche Berücksichtigung von Genehmigungsaufgaben bedingt, die aus dem Betrieb anderer Kraftwerke hergeleitet wurden. Ein Erlebnis, das sich auch beim THTR wiederholt.

Inzwischen wird St. Vrain mit ca. 68 % der Volleistung betrieben. Der gerechnete Neutronenfluß im Reaktorkern wurde durch den Betrieb ebenso bestätigt wie die vorgegebenen Eigenschaften der in diesem Falle blockförmigen Brennelemente. Der thermische Wirkungsgrad des Kraftwerkes betrug bei 60 % der Auslegungsleistung 37 %, Auslegungswert bei voller Leistung ist 39,4 %.

Oberhalb 50 % der Auslegungsleistung wurden Temperaturschwankungen in der Größenordnung von 30 °C im Kühlgasaustritt beobachtet. Diese Schwankungen, die erstmals Ende 1977 beobachtet wurden, werden mit kleinen Bewegungen von Brennelementsäulen am Rande des Kerns erklärt. Die Schwankungen können durch Korrektur des Druckabfalls in wenigen Minuten ausgeglichen werden. Eine endgültige Klärung dieser Effekte erwartet man bei Steigerung der Leistung.

THTR, 300 MW

Der THTR mit 300 MW elektrischer Leistung wird in Schmehausen von dem THTR-Konsortium (BBC, HRB und NUKEM) errichtet. Auftraggeber ist die Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH, ein gemeinsames europäisches Unternehmen. Der Bau des THTR wird vom Bund und vom Land Nordrhein-Westfalen finanziell unterstützt und genießt unter den HTR-Projekten derzeit höchste Priorität.

Den grundsätzlichen Aufbau kennen Sie: der Reaktorkern des THTR besteht aus einer Aufschüttung von ca. 700 000 Brennelementkugeln, die wie beim AVR unter Last zugegeben werden und den Reaktorkern während ihrer Einsatzzeit mehrfach durchlaufen.

Einige charakteristische Kennzeichen des THTR sind z.B.:

- Alle Komponenten des Primärkreislaufs sind in einem Druckbehälter aus Spannbeton integriert. Diese Bauweise wird beim THTR erstmals in der Bundesrepublik ausgeführt. Sie ist jedoch von Anlagen in Großbritannien, Frankreich und vom Fort St. Vrain-Reaktor her bekannt.
- Die für Regelaufgaben und zur Schnellabschaltung vorgesehenen Absorberstäbe fahren in Bohrungen des Seitenreflektors ein. Für Langzeitabschaltungen werden zusätzlich Absorberstäbe direkt, also ohne Führungsrohre, in die Kugelhaufenschüttung eingefahren. In einer Serie von Modellexperimenten einschließlich eines Versuches im 1:2-Maßstab wurde im HRB-Labor hier in Jülich der Nachweis geführt, daß bei dieser Stabfahrweise keine Beschädigung der Brennelemente auftritt. Der Kugelhaufen verhält sich gegenüber dem Stabeinfahren wie eine zähe Flüssigkeit.
- Beim THTR wird die Abwärme über einen Trockenkühlturm abgeführt, der thermische Wirkungsgrad reagiert beim Kreisprozeß mit HTR erwartungsgemäß weniger auf eine Anhebung der Temperatur am kalten Prozeßende als beim LWR. Hochtemperaturreaktoren, insbesondere in Form der noch zu beschreibenden HTR-Einkreisanlage, sind für Trockenkühlung besonders geeignet.

Bei der Errichtung des THTR sind in der letzten Zeit große Fortschritte erzielt worden. Der Spannbetondruckbehälter mit Panzerrohren, Liner und Isolierung ist im wesentlichen fertiggestellt. Die Montage der keramischen und metallischen Einbauten ist abgeschlossen; alle Dampf-

erzeugermäntel sind montiert (Abb.3). Die Dampferzeuger werden z.Zt. vom Herstellerwerk zur Baustelle transportiert. Alle Gebäude sind fertiggestellt. Die Montage der Hauptturbogruppe, der Gebläseturbogruppe und der Speisepumpenaggregate ist weit fortgeschritten. Die Kühlgasgebläse warten beim Hersteller auf die Auslieferung. Die Brennelemente für die Erstbeladung sind fertig.

Diese Erfolge ändern aber leider nichts daran, daß die THTR-Erichtung einen mehrjährigen Terminverzug aufweist, und daß weiterhin ein Terminrisiko besteht. Die eskalierenden Genehmigungsvoraussetzungen der letzten Jahre haben den Reaktorentwurf, dessen Konzept im Jahr 1970 festgelegt wurde, besonders getroffen, zumal die besonderen Eigenschaften des gasgekühlten Reaktors dabei nur in Einzelfällen berücksichtigt werden. Naturgemäß sind die Systeme ausserhalb des Reaktorbehälters, die man als konventionell bezeichnen könnte, besonders von den Änderungen betroffen. Eine exakte Aussage über die Fertigstellung ist unter den gegenwärtigen Bedingungen nicht möglich.

Dies ist, da wir uns der Bedeutung des THTR für die weitere HTR-Entwicklung bewußt sind, eine sehr gravierende Feststellung, die nur nach erneuten intensiven Gesprächen, vor allem mit dem Gutachter, aufgehoben werden kann.

Neben dem Herstellerkonsortium und den Lieferfirmen ist auch die KFA Jülich in verstärktem Maße in die Abwicklung des THTR-Projektes eingeschaltet und trägt mit einer erheblichen Mannschaft aus ihren HTR-orientierten Instituten zur Erledigung dringender theoretischer und experimenteller Untersuchungen bei.

Dennoch gibt es Software-Aufgaben, z.B. bei der dynamischen Berechnung der Systeme oder bei der inelastischen Berechnung hochbelasteter Komponenten, wo der Arbeitsfortschritt absolut durch die in Deutschland, ja sogar in Europa verfügbare Ingenieurkapazität begrenzt und bestimmt ist. Wir müssen dringend klären, ob solche rechnerische Nachweise, wie sie heute vom Gutachter gefordert werden, vor allem wenn sie Lebensdauerfragen betreffen, im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens erforderlich sind, und ob sie dem eigentlichen Ziel, der Sicherheit der Anlage, wirklich dienen.

Die HTR-Beflissenen hatten bis 1974 erwartet, daß der Marktdurchbruch für das HTR-Kraftwerk in den USA durch die Aufträge der GA auf große, kommerzielle HTR-Dampfkraftwerke kommen würde. Dies geschah aus vielerlei Gründen nicht, u.a. durch die Verzögerungen bei der Anlage Fort St. Vrain, aber auch wegen des Zusammenbruchs der Nachfrage in den USA. Damit war auch in Europa und vor allem für das deutsche HTR-Programm eine neue Ausgangslage entstanden, eine Neuordnung war erforderlich, die in diesem Symposium der Öffentlichkeit vorgestellt wird.

Nachdem die Arbeitsteilung mit den USA weitgehend ausfiel, mußte das

- technische Programm auf die speziellen europäischen Bedingungen ausgerichtet und auf nur wenige Aufgaben reduziert werden,
- die in Deutschland in Industrie und Instituten verfügbaren Kräfte mußten unter Außerachtlassung von Firmen- und Instituts Grenzen konzentriert eingesetzt werden,

- für die Erledigung des Arbeitspensums mußte die internationale Arbeitsteilung gesucht werden,
- um schließlich ein Programm aufzustellen, dessen Ziele einerseits erreichbar sind und das andererseits von den beteiligten öffentlichen und privaten Stellen auch bezahlt werden kann.

Daraus resultierte als oberste Prämisse, bei Aufgaben und Lösungen möglichst viel Gemeinsamkeiten zu finden, gleichgültig ob der HTR für die Prozesswärmeerzeugung oder für die Stromerzeugung eingesetzt wird.

Dies wird bei den Darstellungen, die sich auf die Stromerzeugung mit dem HTR beschränken, erkennbar werden.

Das technische Programm konzentrierte sich inzwischen bei der Stromerzeugung auf das HHT-Verfahren, also die Stromerzeugung unter Einsatz des geschlossenen Gasturbinenprozesses; ein Prozess, der schon seit Jahren u.a. von Fortescue und Keller als Produktverbesserung des HTR-Dampfkraftwerkes verfolgt worden war. In Deutschland hat das HHT-Projekt die Vorbereitungen abgelöst, die seinerzeit in Geesthacht den Bau eines ersten 20 MW HTR-Kraftwerkes mit geschlossenem Gasturbinenkreislauf vorsahen.

Das erste HHT-Projekt wurde 1971 von KFA, BBC, HRB und NUKEM begonnen. Seit 1973 arbeitet die Schweiz mit. Die Schweizer Partner sind das EIR in Würenlingen, die Gebrüder Sulzer AG, Alusuisse, Bonard und Gardel und die AG Brown Boveri in Baden, Schweiz. Ende 1976 wurde die Zusammenarbeit um die GA erweitert.

In verschiedenen Projektphasen wurden bis Mitte 1977 verschiedene Anordnungskonzepte untersucht und auf ihre Wirtschaftlichkeit überprüft. Als Ergebnis der Arbeiten wurde die integrierte Anordnung mit einer Helium-Gasturbine als günstigste HHT-Variante ausgewählt. Ausschlaggebend für diese Entscheidung waren insbesondere:

- Die HHT-Anlage bietet langfristig ein größeres Potential, das den höheren Entwicklungsaufwand und die höheren Risiken aufwiegt, die Möglichkeit der Wirkungsgradverbesserung auf 44,5 % bei Anhebung der Kühlgastemperatur auf 950 °C, die Möglichkeit der Auskopplung von Fernwärme praktisch ohne Stromeinbuße und die Anwendung der Trockenkühlung mit geringer Kostenpönale.
- Wegen der höheren Auslegungstemperatur vermittelt die HHT-Entwicklung den größeren Kenntniszuwachs für die Prozesswärmeanwendung in den kritischen technischen Bereichen.
- Die technische, insbesondere fertigungstechnische Beherrschung von Gasturbinen mit großer Leistung für hohe Gastemperaturen rechtfertigt das Ziel, eine Demonstrationsanlage kommerzieller Leistungsgröße anzustreben.

Diese Demonstrationsanlage der HTR-Einkreisanlage (HHT) soll folgende Auslegung haben:

- HTR mit Kugelhaufencore in einem Spannbeton-Druckbehälter mit etwa 675 MW elektrischer Leistung,
- Kühlmitteltemperatur am Eintritt der Turbine: 850°C, Gasdruck: 70 bar
- integrierte Bauweise mit einwelligem Turbosatz und trockener Rückkühlung.

HHV-Anlage

Für die Realisierung des HHT-Konzeptes sind einige wichtige Nachweise unter späteren Betriebsbedingungen und möglichst im 1:1 Maßstab zu erbringen. Für diese Aufgabe ist die die EVO und die HHV-Anlage (Helium-Hochtemperatur-Versuchsanlage) gebaut worden, die in diesen Tagen in Betrieb genommen wird. Insbesondere sollen mit ihr:

- die Funktion großer Helium-Turbinen demonstriert werden,
- Heißgasleitungen und andere Komponenten des HHT-Systems unter betriebsnahen Bedingungen und möglichst voll maßstäblich getestet werden.

Die große Turbomaschine der HHV-Anlage, die in ihren Abmessungen einer Helium-Turbine von etwa 400 MW entspricht, ist in diesen Tagen erstmals auf volle Drehzahl hochgefahren worden. Die Inbetriebnahme der HHV-Anlage soll im November dieses Jahres mit einem Probetrieb bei 860°C abgeschlossen werden. Daran schließt sich bis Mitte 1979 der erste Versuchsabschnitt an, in dem im wesentlichen Untersuchungen zum Betriebsverhalten der Turbomaschine und ihrer Hilfsanlagen, der Heißgasleitungen und sonstiger bereits jetzt eingebauter HHT-typischer Komponenten erfolgt. Ein zweiter Versuchsabschnitt endet dann im Jahr 1984. In diesem Abschnitt soll das Verhalten des neuartigen hochwarmfesten Schaufelmaterials TZM, von Heißgasführungen, Wärmetauscherbündeln und Schieberverbindungen getestet werden. Die zum Einsatz kommenden Komponenten entsprechen der Ausführung, wie sie im Demonstrationskraftwerk eingebaut werden sollen.

Das HHT-Projekt hat sich für den jetzt laufenden Arbeitsabschnitt einen Terminplan vorgegeben, (Abb.4) der eine Bestellung des 675 MW-HHT-Kraftwerkes in 1983/84 möglich macht. Bis dahin sollen die TEG vorliegen, die zweite TEG übersehbar und ein verbindliches Angebot abgegeben sein.

Die dafür notwendigen Arbeiten laufen parallel und koordiniert mit den Vorbereitungen für eine Prozeßwärmanlage. Das Zusammenspiel und die Gemeinsamkeiten zwischen beiden Programmen zeigt Abbildung 5.

Aus der Darstellung wird auch deutlich, wie die gewünschte Konzentration der Kräfte erreicht wird.

Als Kunde für das Kraftwerk hat sich ein Betreiberkonsortium gebildet, das später die Projektgesellschaft HHT sein wird. Unter der Federführung der PREUSSENELEKTRA arbeiten hier 13 deutsche EVUs zusammen. Diese Gruppe steht in Verbindung mit Schweizer Elektrizitätswerken und mit den Kraftwerksbetreibern, die die EURO-HKG bildeten, und mit den amerikanischen EVUs, die sich zur GCRA (Gas Cooled Reactor Associates) zusammengeschlossen haben. Daraus könnte sich eine internationale Betreibergruppe entwickeln.

Zunächst einmal hat das Betreiberkonsortium einen Aufgabenkatalog an die Planer als ersten Teil einer Ausschreibung gegeben. Standortspezifische Angaben werden folgen.

Planer des Kraftwerks ist das Industriekonsortium HHT, das im Augenblick aus BBC und HRB besteht, mit diesen werden die Schweizer Industriepartner zusammenarbeiten.

Das Nukleare Wärmeerzeugungssystem (NWS) des Kraftwerks wird von dem HTR-Konsortium erarbeitet, das auch das NWS für die Prozeßwärmanlage ausführt. In diesem Konsortium sind die einschlägigen Fachkräfte der GHT und der HRB zu gemeinsamer Arbeit zusammengeschlossen. Dabei sollen Arbeitsprogramme und Komponenten entstehen, die weitgehend gleich für die Prozeßwärme und für die Stromerzeugungsreaktoren eingesetzt werden können.

Das Konsortium HTR ist auf seinem Arbeitsgebiet der Partner für die einschlägigen Stellen in der Schweiz und bei GA in den USA.

Die Zusammenarbeit im Konsortium hat sich bereits gut eingespielt.

Die zur Absicherung der Projektplanung notwendigen F- und E-Arbeiten werden durch die Entwicklungsgemeinschaft HTR spezifiziert, koordiniert und gesteuert. Dieser gehören zunächst die KFA, die GHT und die HRB an. Eine Erweiterung um SIGRI und NUKEM wird erfolgen, d.h. auch die F- und E-Arbeiten für keramische Reaktoreinbauten, Graphit, und für den HTR-Brennstoffkreislauf werden künftig durch diese Gemeinschaft, in der die KFA die Federführung hat, gesteuert; die Arbeit wird etwa Januar 1979 beginnen. Auch die EG wird sich bemühen, Partner in anderen Ländern zu finden, denn außer dem schweizerisch-deutschen HHT-Projekt sind in Frankreich seit vielen Jahren beim CEA erhebliche experimentelle Arbeiten für Grundlagenprobleme des HTR im Gang, die eng mit der GA abgestimmt werden, und in den USA selbst fördert das Department of Energy allein im Jahr 1978 die HTR-Linie mit 35 Millionen Dollar, dies gilt außerhalb der Aufwendungen für die Anlage Fort St. Vrain.

In diesem Zusammenhang muß das Umbrella-Agreement erwähnt werden, das zwischen den Vereinigten Staaten und der Bundesrepublik abgeschlossen wurde und dem inzwischen auch die Schweiz und Frankreich beigetreten sind. Unter dieser Vereinbarung wird der Austausch der öffentlich geförderten HTR-Forschungsarbeiten ermöglicht.

Für das HHT-Projekt ist ein neuer Vertrag in Arbeit, der Rechte und Pflichten aller Partner für die Programmphase zwischen 1979 und 1983 regeln wird. Unsere Schweizer Partner haben inzwischen ihr Parlament um Zustimmung gebeten.

Dies berührt die Frage der Finanzierung. Zu dem langfristigen Arbeitsprogramm für die HHT-Linie gehört ein darauf abgestimmter Finanzplan. Danach fällt die Hauptlast der Finanzierung dem BMFT zu, in dessen mittelfristiger Finanzplanung entsprechende Ansätze gemacht worden sind. Von dem Land Nordrhein-Westfalen liegt inzwischen eine Zusage für eine längerfristige Beteiligung vor, der finanzielle Beitrag der Schweiz ist Inhalt des oben erwähnten Antrags an das Bundesparlament und last but not least wird eine namhafte Eigenbeteiligung der Industrie erwartet. Es sei hier die Anmerkung erlaubt, daß die finanziellen Beiträge der Industrie, aber auch der Einsatz ihres Mitarbeiter- und Führungspotentials für diese Projekte Investitionen darstellen, die in diesem Jahrhundert jedenfalls nicht mehr zu kostendeckenden oder gar gewinnbringenden Aufträgen führen können. Die Industrie beweist damit augenfällig, daß sie Zutrauen zum schließlichen Erfolg der fortgeschrittenen Reaktorlinie HTR hat.

Das inzwischen definierte Arbeitspensum, die daraus resultierende Dauer der Erledigung und der finanzielle Aufwand zeigen aber auch, daß technische Projekte dieser Größenordnung in einer übernationalen Arbeitsteilung angegangen werden sollten.

In der in den letzten Jahren beim HHT-Projekt praktizierten Zusammenarbeit mit der Schweiz haben wir erleben können, wie fruchtbar eine solche Zusammenarbeit sein kann, wenn sie ohne große organisatorische Komplikationen abläuft. Wir hoffen sehr, daß sich dieses Beispiel auch auf andere Partner ausdehnen läßt.

Man kann den heutigen Stand wie folgt umfassen:

Die bisher ausgeführten theoretischen und experimentellen Arbeiten haben die Erwartungen voll bestätigt, die bei Beginn der Entwicklungsarbeiten in den Hochtemperaturreaktor gesetzt wurden.

Darauf baut das HHT-Projekt auf, das nunmehr eine geordnete, der Schwierigkeit der Aufgabe angemessene Struktur bekommen hat, die Aufgaben sind eindeutig definiert, es besteht ein wohl überlegtes Arbeitsprogramm mit einer sinnvollen Verteilung der Arbeiten, das persönliche Engagement der Beteiligten ist nach wie vor beachtlich.

Somit sind alle wesentlichen Voraussetzungen für einen schließlichen Erfolg gegeben, der ein sehr wünschenswerter Beitrag zur Sicherung und Erweiterung der Energieversorgung sein wird.

Abbildungen zu
Stand der Entwicklung
des HTR zur Stromerzeugung

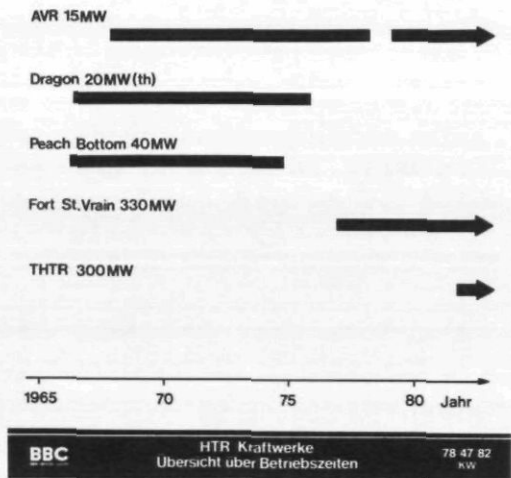


Abb. 1

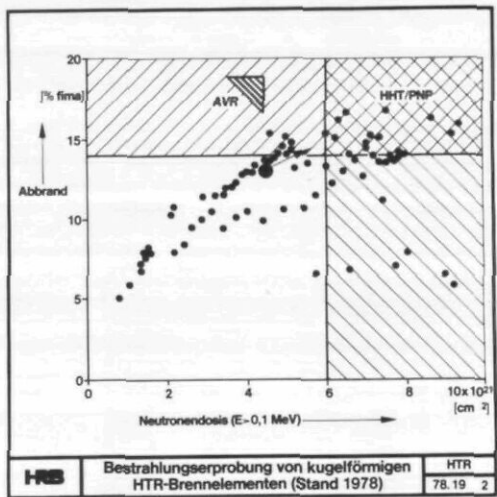


Abb. 2



Abb. 3



Abb. 4

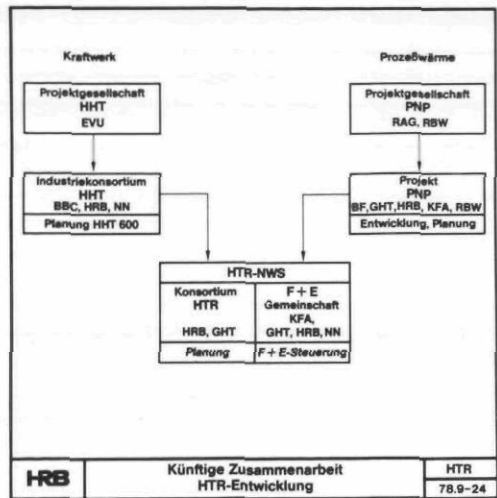


Abb. 5

DIE BEDEUTUNG DER NUKLEAREN PROZESSWÄRME FÜR DIE KOHLE

Dr. H. Messerschmidt

Ruhrkohle AG, Essen

Nach übereinstimmender Meinung der Experten der Weltenergiekonferenz 1977 wird der Weltenergieverbrauch weiterhin zunehmen. Es wird erwartet, daß sich der Einsatz von Mineralöl und Erdgas künftig zugunsten von Kohle und Kernenergie ändern wird. Die Kohle wird langfristig ein Drittel des Energiebedarfs decken müssen.

In den meisten Industrieländern und auch in der Bundesrepublik Deutschland werden etwa 70 % der Energie als Wärme benötigt. Der Wärmemarkt wird von Mineralöl und Erdgas beherrscht, da die Verbraucher diese bequemen und bisher preisgünstigen Primärenergieträger bevorzugen. Langfristig soll und muß die Kohle Mineralöl und Erdgas substituieren. Dies setzt umwelt- und anwendungsfreundliche Technologien der Kohlenveredelung voraus, die wettbewerbsfähig sein müssen und volkswirtschaftliche Vorteile bieten können.

Die Vergasung von Kohle zu synthetischem Erdgas (SNG) für den Wärmemarkt, zu Synthesegas für die Chemie und zu Reduktionsgas für die Stahlindustrie ist das Ziel der von der öffentlichen Hand geförderten Entwicklungsprojekte. Auf dem Gebiet der Kohlenvergasung werden sowohl die autothermen als auch die nuklearen Verfahren mit Einsatz von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren weiterentwickelt.

Bei der autothermen Vergasung dient die Kohle sowohl als Rohstoff für das zu erzeugende Gas als auch durch Teilverbrennung zur Bereitstellung der nötigen Prozeßwärme. Die wesentlichen deutschen Entwicklungsprojekte zeigt Abb. 1. In dieser Aufstellung nicht enthalten sind die Bemühungen der STEAG und VEW, über die Vergasung zu modernen Kraftwerkstechnologien zu gelangen.

Bei der nuklearen Kohlenvergasung wird Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor in den Kohlenvergasungsprozeß eingekoppelt. Die Kernenergie ersetzt den Teil der Kohle, der bei den autothermen Vergasungsprozessen zur Erzeugung der Reaktionswärme verbraucht wird.

Die umfangreichen Entwicklungsarbeiten für die nukleare Kohlenvergasung mit dem Hochtemperaturreaktor begannen 1972 und werden seit 1975 zusammen mit den Planungsarbeiten für die 500 MW_{th}-Prototypanlage zur Kohlenvergasung vom Projekt "Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP)" durchgeführt. Vertragspartner dieses Projektes sind

- Bergbau-Forschung GmbH (für die Steinkohle)
- Rheinische Braunkohlenwerke AG (für die Braunkohle)
- Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (BBC-Tochter)
- Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor-Technik mbH (KWU-Tochter)
- Kernforschungsanlage Jülich GmbH.

Die Firmen Rheinische Braunkohlenwerke AG und Ruhrkohle AG haben darüber hinaus eine Projektgesellschaft gebildet, die die Voraussetzung für die Errichtung und den Betrieb der Prototypanlage schaffen wird und die in die künftige Betreiber-gesellschaft übergehen soll.

Die Entwicklungsschritte des Projektes bis zur 500 MW_{th}-Prototypanlage sind in Abb. 2 dargestellt. Die Finanzierung des Projektes erfolgt durch Bund und Land und auch durch eigene Beiträge.

Ziele des PNP-Projektes sind die Erprobung der hydrierenden Vergasung von Braunkohle und der Kombination von hydrierender Vorbehandlung und anschließender Wasserdampfvergasung von Steinkohle und die Erstellung baureifer Unterlagen für die 500 MW_{th}-Prototypanlage mit einem Hochtemperaturreaktor (Abb. 3).

Wirtschaftlichkeitsrechnungen sind 1977 mit dem Statusbericht des Projektes PNP vorgelegt worden. Maßgeblich für die Beurteilung der Wettbewerbsfähigkeit ist der Zeitraum nach 1990, da vorher keine Großanlage zur nuklearen Kohlenvergasung in Betrieb gehen wird. Rechnerisch ist insbesondere bei Steinkohle die nukleare Kohlenvergasung gegenüber der autothermen Kohlenvergasung schon heute kostengünstiger. Im Vergleich zu Mineralöl und Erd-

gas ist nuklear erzeugtes synthetisches Erdgas dagegen heute noch teurer (Abb. 4, 1. Spalte).

Die Wettbewerbssituation für synthetisches Erdgas wird sich in Zukunft deutlich verbessern, da nach den Aussagen verschiedener Studien für Öl und Erdgas mit einer inflationsbereinigten Steigerungsrate gerechnet wird, die 2 % pro Jahr über der für Investitionsgüter liegt. Im Jahr 2000 ergeben sich Kostenvorteile für die nukleare Braunkohlenvergasung bereits im ersten Betriebsjahr. Für die Braun- und Steinkohlenvergasung werden erhebliche Vorteile deutlich, wenn eine Betriebsdauer von 20 Jahren betrachtet wird (Abb. 4, 2. und 3. Spalte). Diese Ergebnisse entsprechen dem technischen Stand des Projektes und sind als Trendaussagen zu werten.

Der Vergleich der Kostenstruktur von SNG aus nuklearen und autothermen Vergasungsanlagen erklärt diese Aussagen: Der kapitalgebundene Anteil an den SNG-Kosten unterliegt einer geringeren Preissteigerungsrate als der Kohlenanteil. Da bei der nuklearen Vergasung der Kohleneinsatz geringer ist, werden die wirtschaftlichen Vorteile gegenüber der autothermen Vergasung im Laufe der Lebensdauer der Anlagen immer deutlicher.

Für das Jahr 2000 wird das Marktpotential für SNG in der Bundesrepublik Deutschland auf etwa 30 Mio t SKE geschätzt. Heute werden in Deutschland etwa 120 Mio t SKE/a Braun- und Steinkohle gefördert. 60 Mio t SKE/a werden verstromt und 30 Mio t SKE/a werden für metallurgische Zwecke eingesetzt. Die verbleibenden 30 Mio t SKE/a werden in Märkten abgesetzt, die Kohlenveredelungsprodukte dem direkten Einsatz von Kohle vorziehen würden. Wenn die heutige Kohlenförderung beibehalten wird, steht diese Menge zur Kohlenveredelung zur Verfügung. Es ist anzustreben, daß die Entwicklung der nuklearen Prozeßwärme so planmäßig voranschreitet, daß die kommerziellen Großanlagen zur Vergasung der 30 Mio t SKE schon im Jahre 2000 zur Verfügung stehen könnten. Hierfür sind fünf 3000 MW_{th} HTR-Anlagen notwendig.

Eine Vorausschau über das Jahr 2000 hinaus zeigt ein stetig wachsendes Marktpotential. Im Jahr 2025 könnten etwa 100 Mio t SKE für die nukleare Vergasung eingesetzt werden. Um die gleiche Menge SNG autotherm zu erzeugen, wären ca. 150 Mio t SKE notwendig. Die Bereitstellung dieser Kohlenmengen ist nur durch Steigerung der deutschen Förderung, durch eine Umstrukturierung des deutschen Kohlenmarktes durch Rückgang der Kohlenverstromung und des metallurgischen Einsatzes oder durch verstärkten Kohlenimport möglich.

Ausschlaggebend für die Durchführung des Projektes Nukleare Prozeßwärme zur Kohlenvergasung sind die mit den Projektzielen verbundenen energiewirtschaftlichen Vorteile:

- Sicherung der langfristigen Energieversorgung durch Nutzung der Energieträger mit großen Weltreserven (Kohle, Uran)
- Sicherung des Kohlenabsatzes durch Darbietung der Kohle als Komfortenergieträger für den Wärmemarkt und Rohstoff für die chemische Industrie
- Schonung der Kohlenreserven durch den Einsatz von HTR-Wärme für die Kohlenveredelung
- Umweltfreundliche Kohlennutzung
- Einsatz der Kernenergie außerhalb der Stromerzeugung im Wärmemarkt durch Produktion von Sekundärenergieträgern.

Der Einsatz von Kohle und Kernenergie zur Deckung des deutschen Energiebedarfs und zur Substitution von Mineralöl- und Erdgasimporten ist ein langfristiges Ziel der Kohlenproduzenten, das mit dem Energieprogramm der Bundesregierung in Übereinstimmung ist. Das Projekt PNP ist ein bedeutender Schritt zum Verbund von Kohle und Kernenergie.

Deutsche Projekte	Technische Merkmale	Anlagengröße tSKE/h	Projektkosten Mio DM
Lurgi - Druckvergasung	Festbett 100 bar, 1000-1300 K	7	100
Shell - Koppers - Prozeß	Flugstaub 30 bar, 1750 - 2200 K	6	60
Saarberg - Otto - Prozeß	Schlackenbad 30 bar, 1750 - 1950 K	10	43
Hochtemperatur - Winkler	Wirbelschicht 10 bar, 1170 - 1370 K	0,6	32
Texaco - Druckvergasung	Kohle / Wasser - Suspension 40 bar, 1550 - 1750 K	6	29
Ballastkohlen - Vergasung	Festbett 6 bar, 1220 - 1420 K	1,6	19

PNP	BF GHT HRB KFA RBW
	Abb. 1
Projekte zur autothermen Kohlenvergasung	

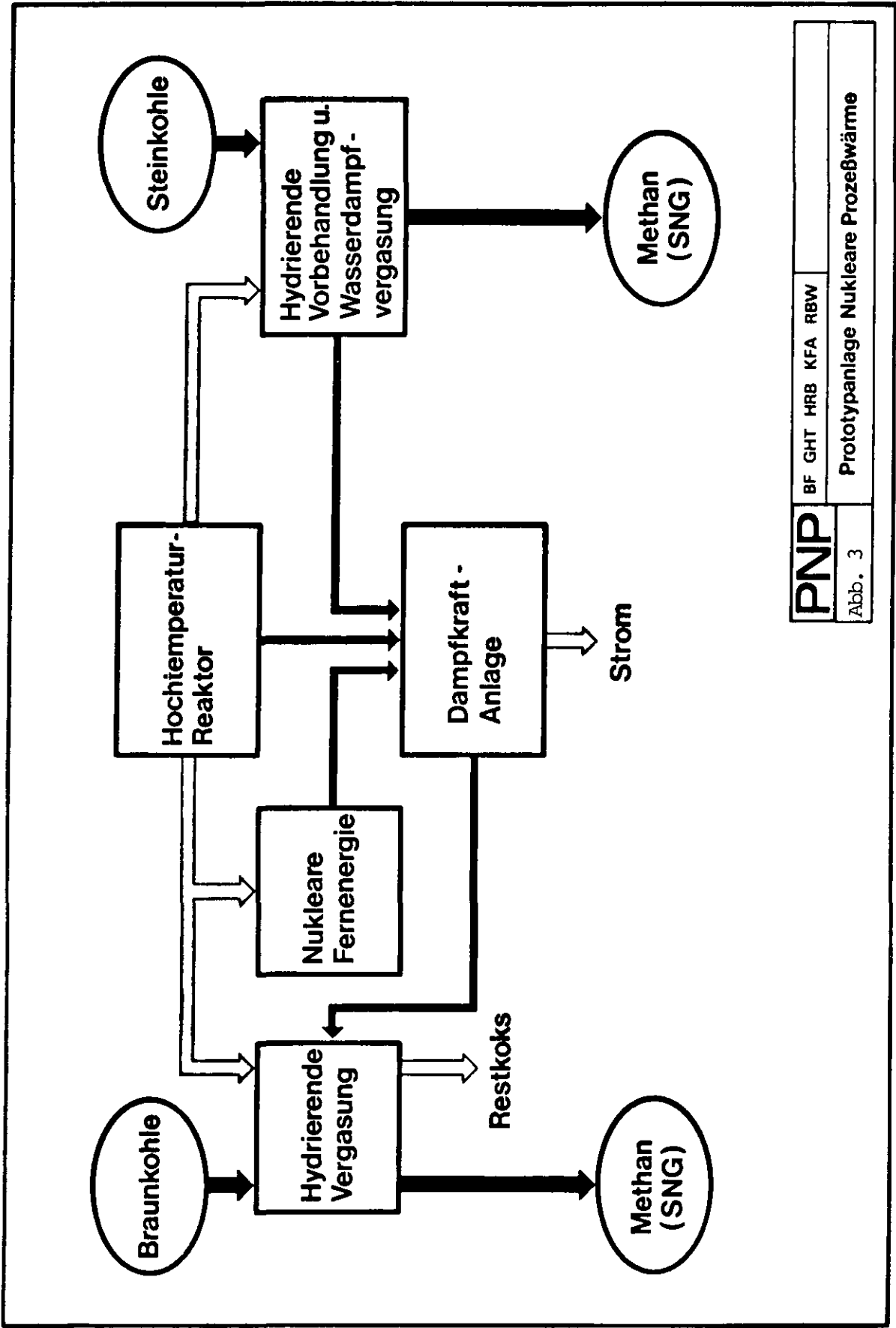
Projektschritte	Projektkosten Mio DM
Nukleare Prozeßwärme (NPW) 1972 - 1975	84
Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP) } 1975 - 1977 1978 - 1984	109 1013
500 MW _{th} - Prototypanlage Baubeginn 1985	1650

PNP

Abb. 2

BF GHT HRB KFA RBW

Entwicklung der nuklearen Prozeßwärme



PNP	BF	GHT	HRB	KFA	RBW
	Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme				
Abb. 3					

	Erzeugungskosten von SNG aus einer Anlage, die 1976 in Betrieb gehen würde	Erzeugungskosten von SNG aus einer Anlage, die 2000 in Betrieb gehen würde; im Geldwert von 1976	
	im ersten Betriebsjahr	im ersten Betriebsjahr	über 20 Jahre gemittelt
Nukleare Vergasung - Braunkohle - Steinkohle	29-32 DM/Gcal 40-45 DM/Gcal	29-32 DM/Gcal 40-45 DM/Gcal	37-39 DM/Gcal 51-60 DM/Gcal
	37 DM/Gcal 62 DM/Gcal	37 DM/Gcal 62 DM/Gcal	46 DM/Gcal 88 DM/Gcal
Autotherme Vergasung			
- Braunkohle - Steinkohle			

	Kosten im Jahr 1976	Kosten im Jahr 2000 (im Geldwert von 1976)	über den Zeitraum 2000 bis 2020 gemittelte Kosten (im Geldwert von 1976)
Heizöl (ab Raffinerie) Erdgas (frei Grenze)	25 DM/Gcal 22 DM/Gcal	39 DM/Gcal 34 DM/Gcal	74 DM/Gcal 65 DM/Gcal

PNP

Abb. 4

BF GHT HRB KFA RBW

Erzeugungskosten von synth. Erdgas
(SNG) im Vergleich zu Heizöl und Erdgas

STAND DER ARBEITEN ZUR NUKLEAREN KOHLEVERGASUNG UND ZUR NUKLEAREN FERNENERGIE

Prof. Dr.-Ing. R. Pruschek

GHT Gesellschaft für Hochtemperatur-
reaktor-Technik mbH, Bensberg

Dipl.-Ing. R. Harth

Kernforschungsanlage Jülich GmbH
(KFA), Jülich

Dipl.-Ing. I. Weisbrodt

1. Einleitung

Ausgehend von der im vorangegangenen Vortrag dargelegten energiepolitischen Situation bearbeiten die Firmen Bergbau-Forschung GmbH, GHT Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor-Technik mbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH und Rheinische Braunkohlenwerke AG seit 1975 gemeinsam das Projekt Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP) mit Förderung durch den Bundesminister für Forschung und Technologie und den Minister für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr des Landes Nordrhein-Westfalen.

Ziel dieses Projekts ist die Entwicklung eines für verschiedene Prozeßwärmeanwendungen einsetzbaren Hochtemperaturreaktors mit einer Reaktoraustrittstemperatur von 950 °C und die Entwicklung und Erprobung geeigneter Verfahren zur Vergasung von Kohle. Die Phase I des PNP-Projekts endet mit der Abgabe eines Angebots für eine genehmigungsfähige Anlage. Es ist geplant, mit der Errichtung der Prototypanlage für die nukleare Kohlevergasung mit 500 MW_{th} Reaktorleistung Mitte 1985 zu beginnen.

Parallel zum PNP-Projekt wird von der KFA und von der RBW seit 1975 das Projekt "Nukleare Fernenergie (NFE)" mit Förderung durch den BMFT bearbeitet. Ziel dieses Projekts ist die Entwicklung von Verfahren zum Wärmetransport mittels chemisch gebundener Energie nach dem System Methanspaltung-Methanisierung bis zur technischen Reife. Dabei sollen die wichtigsten Systemkomponenten in halbtechnischen Anlagen erprobt sowie Kenntnisse und Daten für die Erstellung baureifer Unterlagen erarbeitet werden.

Es ist vorgesehen, das NFE-System in einem Teilstrang der geplanten "Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme" zu demonstrieren.

Technik, Stand der Entwicklung und Entwicklungsschwerpunkte werden für das PNP- und das NFE-Projekt im folgenden erläutert. Bezüglich einzelner Entwicklungsergebnisse auf den Gebieten Hochtemperaturreaktor, Brennstoffentwicklung, Werkstoffentwicklung und Vergasungstechnologie wird auf die entsprechenden Fachreferate dieser Tagung verwiesen.

2. Das Projekt "Prototyp Nukleare Prozeßwärme (PNP)"

2.1 Kohlevergasungsverfahren mit HTR-Prozeßwärme

Vergasungs-Konzepte

Im Rahmen des PNP-Projekts wurde eine Vielzahl von alternativen Vergasungsverfahren für die Einsatzstoffe Braun- und Steinkohle für verschiedene Vergasungsprodukte unter Berücksichtigung der Marktperspektiven untersucht. Um die Zahl der möglichen Varianten und den Entwicklungsaufwand zu begrenzen, wurden nur solche Verfahren in die engere Wahl einbezogen, bei denen durch Kombination einer beschränkten Anzahl von "Bausteinen" alle zum Einsatz gelangenden Kohlesorten verarbeitet und die gewünschten Produkte hergestellt werden können (Brenngas, Synthesegas, Reduktionsgas). Die hydrierende Vergasung und die Wasserdampfvergasung von Kohle bzw. die Kombination beider Verfahren wurden als Referenzlösungen für die Erzeugung von Methan aus Kohle, Wasser und Kernenergie (in Form von Wärme) ausgewählt.

Sowohl die hydrierende Vergasung wie auch das Wasserdampf- bzw. Kombivergasungsverfahren sollen in der geplanten Prototypanlage erprobt werden (Abb. 1). Jeder der beiden Verfahren besteht aus endothermen und exothermen Reaktionsschritten.

Erklärung zu Abb. 1:

Beim hydrierenden Vergasungsverfahren wird Wasserstoff durch Reformierung eines Teils des im Vergaser erzeugten Methans gewonnen. Der Wärmebedarf für die Methanspaltung im Röhrenspaltofen (RSO) wird durch Wärmeübertragung vom Primärhelium des HTR gedeckt. Die Vergasung von Kohle mit Wasserstoff (hydrierende Vergasung) ist eine exotherme Reaktion, ebenso die Shiftreaktion oder Konvertierung, bei der Kohlenmonoxid und Wasserdampf zu Wasserstoff umgesetzt werden. Die bei diesen Reaktionen freigesetzte Wärme wird zurückgewonnen und dem Prozeß an geeigneter Stelle wieder zugeführt.

Beim Wasserdampf-Vergasungsverfahren wird der Wasserstoff durch Vergasung von Kohle mit Wasserdampf und durch Konvertierung erzeugt. Der Wärmebedarf für die Wasserdampfvergasung wird durch Kernenergie gedeckt. Um die erwarteten Schwierigkeiten bei der Einschleusung von Kohle in den Sicherheitseinschluß eines Kernreaktors zu vermeiden, wird der Wasserdampfvergaser außerhalb des Containments aufgestellt und über einen Helium-Zwischenkreislauf (ZKL) an den Reaktor-Primärkreislauf gekoppelt. Beim kombinierten Vergasungsverfahren wird die Kohle zunächst in einem Hydriervergaser teilvergast. Der Restkoks dient der Erzeugung von Wasserstoff mittels Wasserdampfvergasung und Konvertierung. Die aus exothermen Reaktionen zurückgewonnene Wärme wird dem Prozeß an geeigneter Stelle wieder zugeführt.

Die für den Betrieb der Vergasungsanlagen benötigte Energie bzw. Wärme kann sowohl im Hoch- wie auch im Niedertemperaturbereich durch den Hochtemperaturreaktor gedeckt werden. Auf diese Weise lassen sich 100 % der für ein autothermes Verfahren benötigten "Energiekohle" einsparen bzw. durch "Kernwärme" substituieren (Abb. 2). Dabei ist es ein Problem, die einzelnen Prozeßstufen an den Thermovektor des Reaktorkühlmittels optimal anzupassen, insbesondere wenn bei vollständiger Kohlevergasung die Stromerzeugung dem Eigenbedarf angepaßt werden soll.

Erklärung zu Abb. 2:

Im Temperatur-Wärmediagramm (Abb. 2) sind die Verhältnisse bei der Wärmeeinkopplung und Wärmerückgewinnung für die

Steinkohlevergasung mittels Kombiverfahren dargestellt. Im rechten Feld ist der Temperaturverlauf des Reaktorkühlmittels über der vom Reaktor freigesetzten Wärme aufgetragen, im linken Feld sind die rückgewinnbaren Wärmemengen eingezeichnet. Der entsprechende Abszissenabschnitt im rechten Feld kennzeichnet den zur Prozeßdampf-erzeugung verwendeten Wärmerückgewinn-Anteil.

Bei der hydrierenden Vergasung von Braunkohle ist die Anpassung insofern einfacher zu erreichen, als ein großer Bedarf an Niedertemperaturwärme für die Kohletrocknung besteht und für die Reformierung ein erweiterter Temperaturbereich genutzt werden kann.

Stand der Vergasungstechnologie

Die BF und die RBW betreiben je eine "halbtechnische Versuchsanlage" mit einem Kohlenstoffdurchsatz von 100 bzw. 200 kg/h, um die für die beschriebenen Verfahren erforderlichen Apparate - insbesondere die Vergaser - zu erproben bzw. weiterzuentwickeln.

Die erzielten Versuchsergebnisse, über die in den Fachreferaten ausführlicher berichtet wird, beweisen die grundsätzliche Durchführbarkeit der Vergasung im technischen Maßstab und liefern Daten für die Planung der Prototypanlage. Im Rahmen des Projekts PNP ist der Bau entsprechender Pilotanlagen mit einem Durchsatz von 4,4 bzw. ca. 6 t C/h geplant, um vertiefte Kenntnisse zu erarbeiten und Erfahrungen für die Auslegung und den Bau der Prototypanlage und von Großanlagen zu sammeln.

2.2 Nukleares Wärmeenerzeugungssystem

Reaktor

Im Rahmen des PNP-Projekts wurden während der Konzeptphase Entwürfe für große Vergasungsanlagen mit 3000 MW_{th} Reaktorleistung

durchgearbeitet, um die wesentlichen Merkmale und Probleme zukünftiger Großanlagen zu erkennen. Allen Konzepten liegt der HTR-Kugelhaufenreaktor als Wärmequelle zugrunde. Die Kühlmittelaustrittstemperatur aus dem Reaktor ist mit 950 °C und die Kerneintrittstemperatur mit 300 °C, der Heliumsystemdruck mit 40 bar festgelegt. Eine Großanlage mit dieser Reaktorleistung erzeugt etwa 400 000 bis 600 000 Nm³/h SNG.

Die Weiterentwicklung des Kugelhaufenreaktors geht von den Erfahrungen mit dem AVR und dem THTR aus. Dieser Reaktortyp ist zur Erzielung der für die Prozeßwärme-Anwendung notwendigen hohen Temperaturen gut geeignet. Die für die Kohlevergasung bzw. Methanspaltung angestrebte Heliumtemperatur von 950 °C wurde mit dem AVR im Langzeitbetrieb seit Anfang 1974 bei hoher Verfügbarkeit bereits erfolgreich demonstriert.

Die kugelförmigen Brennelemente (BE) sind in großen Stückzahlen im AVR bis zu Abbränden von weit über 100 000 MWd/t SM erfolgreich eingesetzt worden. Die Fertigung der BE für den Erstkern des THTR ist abgeschlossen. Die für zukünftige Hochtemperaturreaktoren vorgesehene Einfach-Durchlauf-Brennelementbeschickung (OTTO) bewirkt, daß trotz der um 200 K höheren Austrittstemperatur beim Prozeßwärmereaktor keine Erhöhung der BE-Zentraltemperatur gegenüber der THTR-Auslegung auftritt. Referenzzyklus für den HTR ist der Uran/Thorium-Zyklus mit hochangereichertem Uran, da er langfristig zur größten Schonung der Uranreserven führt. Der HTR kann aber auch für einen niedriger angereicherten Brennstoff ausgelegt werden.

Beim Übergang von der AVR bzw. THTR-Größe zu einem 3000 MW_{th}-Prozeßwärmereaktor sind Weiterentwicklungen und Modifikationen im Reaktorbereich erforderlich, bedingt durch die hohe Temperatur und die größeren Dimensionen. So wurden u.a. für das Abschalt-system und den Coreboden neue Konzepte erarbeitet.

Primärsystem

Während der Konzeptphase standen verschiedene Bauformen des Primärsystems sowie alternative Druckbehälterbauweisen zur Diskussion.

Die Untersuchungen führten zur Auswahl des integrierten Systems, bei dem Reaktor und Primärkreiskomponenten innerhalb eines gemeinsamen Druckbehälters aus Spannbeton untergebracht, aber in separaten Kavernen angeordnet sind.

Weitere kennzeichnende Auslegungsmerkmale sind die koaxiale Gasführung, geringe Druckdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite, das von den Hauptkühlkreisläufen unabhängige Nachwärmeabfuhrsystem und der sogenannte isolierte kalte Liner.

Prototyp-Auslegung

Nach Erarbeitung des Grundkonzeptes für nukleare Kohlevergasungsanlagen und Ausrichtung der F+E-Arbeiten auf die erkannten Probleme wurde im vergangenen Jahr mit der Referenzauslegung der Prototypanlage begonnen. Im Zuge der Neuordnung der HTR-Entwicklung bestand die Aufgabe, die Planungs- und Entwicklungsarbeiten für HTR-Kraftwerke und Prozeßwärmeanlagen im Bereich des nuklearen Wärmeerzeugungssystems aufeinander abzustimmen. Für beide Anwendungen des HTR sollen gleichartige Auslegungsprinzipien zur Anwendung kommen, soweit Abweichungen nicht durch die unterschiedliche Art der Energieumwandlung bedingt sind.

Bei der Festlegung der thermischen Leistung von 500 MW für die Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme wurde davon ausgegangen, daß zeitlich vorlaufend ein HTR-Demonstrationskraftwerk (HHT-600) geplant und 1983/84 mit seiner Errichtung begonnen wird, so daß Erfahrungen in die PNP-Planung einfließen können.

Beim HTR-Demonstrationskraftwerk sollen die von den Abmessungen abhängigen Konstruktionsmerkmale des Kugelhaufenreaktors in der für Großanlagen repräsentativen Weise ausgeführt und erprobt werden. Diese Bedingung kann von dem $500 \text{ MW}_{\text{th}}$ -Reaktor der Prototypanlage für nukleare Prozeßwärme nicht in vollem Umfang erfüllt werden. Ohne den Vorlauf eines HTR-Demonstrationskraftwerks müßte daher die Festlegung der Prototypleistung neu überprüft werden.

Erklärung zu Abb. 3:

Die Wärmeauskopplung erfolgt bei der Prototypanlage über zwei parallele Kühlkreisläufe von je $250 \text{ MW}_{\text{th}}$, so daß die Kreislauf- und Vergasungskomponenten im hinreichend großen Maßstab 1 : 2 in bezug auf die Großanlage erprobt werden können (bei Großanlagen beträgt die thermische Leistung eines Kreislaufs 500 MW). Auf der linken Seite befindet sich der He/He-Zwischenwärmetauscher zur Übertragung der Wärme an den Wasserdampfvergaser, auf der rechten Seite sind der Röhrenspaltofen und der zugehörige Dampferzeuger für die "hydrierende Vergasung" gezeigt. Mit dieser Anlage können $172,3 \text{ t/h}$ Rohbraunkohle und $63,4 \text{ t/h}$ Steinkohle gleichzeitig vergast werden. Die Gaserzeugung beträgt insgesamt $73700 \text{ Nm}^3/\text{h}$ SNG. Dabei werden 50 % der an den RSO übertragenen Leistung für die NFE-Erprobung abgezweigt (Verfahrensschema siehe Abb. 1).

Neuartige Hochtemperaturkomponenten im NWS

Röhrenspaltofen, He/He-Zwischenwärmetauscher und Heißgasleitung sind neuartige Primärkreiskomponenten. Primär- und Sekundärkreis-Dampferzeuger sowie die Heliumgebläse sind für Prozeßwärmeanlagen weiterzuentwickeln.

H e i ß g a s l e i t u n g e n

Heißgasleitungen für den Primärkreis werden als Koaxleitungen mit Isolierung aus Keramikbauelementen ausgeführt. Die längere Heißgasleistung im Sekundärkreis ist innen mit einer Faserisolation versehen und wird an der Außenseite mit Wasser gekühlt.

D a m p f e r z e u g e r (DE)

Um bessere Wiederholungsprüfbarkeit der DE-Rohre gegenüber der Helix-Bauweise zu erreichen, wird von HRB ein Längsstromapparat in Boxenbauweise vorgeschlagen. Die Rohre sind oben in eine Rohrplatte eingeschweißt, und am unteren Ende sind jeweils 7 Rohre zu einer Sammelkammer zusammengefaßt.

H e / H e - Z w i s c h e n w ä r m e ü b e r t r a g e r (ZWT)

Für die Wärmeübertragung mittels He-Zwischenkreislauf sind der He/He-Zwischenwärmetauscher, Absperrarmaturen und Heißgasleitung zu entwickeln. Wärmeübertrager für die hier geforderten Bedingungen und Abmessungen sind auch in anderen Bereichen der Technik noch nicht erprobt. Neben den durch die hohe Arbeitstemperatur bedingten Anforderungen an die Werkstoffe sind besondere Bedingungen, wie kompakte Bauweise, Wiederholungsprüfbarkeit und Reparierbarkeit zu erfüllen.

Zu Beginn der Konzeptphase wurden eine Reihe von Wärmeübertragerbauarten untersucht. Nach einer Vorauswahl werden von diesen Konzepten der Wendelrohr-Wärmeübertrager der Fa. Sulzer (siehe Abb. 3) und der U-Rohr-Wärmeübertrager in Modulbauweise der Fa. VÖEST sowie der U-Rohr-Kompakt-Wärmeübertrager vertieft bearbeitet.

Als Beispiel ist in Abb. 4 der U-Rohr-Wärmetauscher in Modulbauweise der Fa. VÖEST schematisch dargestellt. Die Fa. VÖEST führt diese Arbeiten mit Unterstützung der österreichischen öffentlichen Hand durch.

Erklärung zu Abb. 4

Das vom Reaktorkern kommende 950 °C heiße Primärhelium gelangt durch das Innenrohr der Koaxleitungen in die Verteilerringe des Wärmeübertragers und von dort über heißgehende Steigrohre in den oberen Mantelraum des U-Rohrbündels. Es durchströmt das Rohrbündel außerhalb der Rohre und tritt auf 292 °C abgekühlt in den zentralen Saugdom aus. Es strömt danach zwischen Liner und Außenmantel zurück zum Kavernen-

boden. Das Sekundärhelium strömt mit 220 °C durch den Ringraum der Sekundär-Koaxleitung in die 32 Steigleitungen, die entlang des Liners nach oben zu den Kugelhauben der kalten Äste der U-Rohr-Moduln führen. Nach Durchströmung der Rohrbündel innerhalb der Rohre gelangt das auf 900 °C aufgeheizte Sekundärhelium in die Sammler und von dort in die zentrale Sammelleitung.

Ein Wärmeübertrager dieser Bauart für eine thermische Leistung von 125 MW besteht aus 4 U-Rohr-Moduln, die Gesamt-Heizfläche beträgt rund 4000 m². Bei Verwendung dieses ZWT-Konzeptes für die Prototypanlage sind zwei Apparate erforderlich. Dabei müßte die Sekundärgas-Zu- und Abfuhr nach oben verlegt werden, was aber das Konzept nicht prinzipiell ändert.

U-Rohr- und Wendelrohr-Wärmeübertrager sind etwa gleich weit durchgearbeitet. Sie weisen Vor- und Nachteile auf, deren Bewertung allerdings im gegenwärtigen Entwurfsstadium noch nicht abgeschlossen ist. Die Konzeptentscheidung ist für 1980 geplant. Danach ist der Bau und die Erprobung eines Testmoduls vorgesehen. Der hierfür erforderliche Komponentenversuchskreislauf sollte daher ab 1981 zur Verfügung stehen.

R ö h r e n s p a l t o f e n (RSO)

Röhrenspaltöfen werden zur Methanreformierung in der chemischen Verfahrenstechnik eingesetzt und erreichen Standzeiten von mehr als 70 000 h unter sogar höheren Temperaturbelastungen als beim vorgesehenen Reaktoreinsatz. Der RSO ist für die andere Art der Beheizung (Wärmeübertragung durch Konvektion) auszulegen und den Anforderungen der Nukleartechnik zu qualifizieren sowie unter Reaktorbedingungen zu erproben. Das Prinzip der von HRB vorgeschlagenen Röhrenofenbauart für die Prototypanlage zeigt Abb. 5.

Der für 117,4 MW Wärmeleistung ausgelegte RSO mit integriertem Rekuperator enthält 295 Spaltrohre mit je 150 mm Außendurchmesser. Die aktive Spaltrohlänge beträgt 14 m, der Mantelaußen-

durchmesser 3,24 m. Die Spaltrohre sind in dieser Abbildung durch Mittellinien im Spaltrohrbündel angedeutet.

Erklärung zu Abb. 5

Das vom Reaktor kommende Helium tritt mit 950 °C am unteren Ende in den RSO ein, umströmt die einzelnen Spaltrohre und strömt radial unterhalb der Tragplatte mit einer Temperatur von 700 °C ab. Das Prozeßgas $\text{H}_2\text{O}/\text{CH}_4$ (Molverhältnis 4:1) kommt aus einer Mischkammer mit einer Temperatur von 330 °C. Es wird über einen Prozeßgasdom auf die einzelnen Spaltrohre aufgeteilt. Mittels der in die Spaltrohre integrierten Rekuperatorrohre erfolgt eine Erwärmung auf 500 °C.

Mit dieser Temperatur tritt das Prozeßgas in die Katalysatorzone ein und wird dort durch die vom Helium übertragene Wärme bis zum Spaltrohr-ende auf 810 °C aufgeheizt. Innerhalb der Katalysatorsäule findet die chemische Umwandlung des Prozeßgases zu Spaltgas statt. Vom Spaltrohr-ende strömt das Spaltgas innerhalb des Katalysatorbettes über eine innere Rückführung zum Rekuperator. Das Spaltgasgemisch wird in der inneren Rückführung auf etwa 660 °C und im anschließenden Rekuperator auf 510 °C abgekühlt und strömt nach einer Zwischenkühlung zur Konvertierung.

2.3 Werkstoffe

In einem umfangreichen Werkstoffprogramm wird das Verhalten der für das NWS und die Vergasungskomponenten erforderlichen keramischen und metallischen Werkstoffe unter den spezifischen Einsatzbedingungen untersucht. Über die Ergebnisse dieser Untersuchung wird gesondert berichtet.

2.4 Zusammenfassung und Ausblick

Die angestrebten Meilensteine wurden erreicht. Hierzu gehören neben der Festlegung des Konzepts

- die Klärung sicherheitstechnischer Fragestellungen, auf deren Darlegung aus Zeitgründen verzichtet werden muß,
- die Erarbeitung von Lösungen im Reaktorbereich
- und die Erprobung von Vergasungsverfahren.

Zum Ende der Konzeptphase wurde auch eine Studie über die Marktaussichten für SNG und die Wirtschaftlichkeit nuklearer Kohlevergasungsanlagen veröffentlicht, in der die Konkurrenzfähigkeit des nuklear erzeugten SNG gegenüber dem mit konventionellen Verfahren erzeugten SNG aufgezeigt wird. Ein vom BMFT eingesetzter Gutachterausschuß hat im Sommer 1977 nach Überprüfung der Projektergebnisse und der Marktaussichten die Weiterführung des Projekts empfohlen.

Mit der Auslegung der Prototypanlage wurde im vorigen Jahr begonnen. Ein Hauptdatensatz ist inzwischen erarbeitet.

Um das gesteckte Ziel, nämlich den Bau einer Prototypanlage zu erreichen, sind erwartungsgemäß noch weitere umfangreiche Entwicklungs- und Planungsarbeiten durchzuführen. Einige wesentliche Projekt- und Entwicklungsziele gehen aus der Meilensteinübersicht (Abb. 6) hervor:

- Referenzauslegung der Prototypanlage, 1979
- Antrag auf 1. TEG, Mitte 1982
- Zeitstandversuche für Hochtemperaturwerkstoffe
- Komponentenversuchskreislauf, Inbetriebnahme Ende 1981
- Pilotanlage HKV, Versuchsbeginn Mitte 1981
- Pilotanlage WKV/Kombi, Versuchsbeginn Mitte 1982

3. Das Projekt "Nukleare Fernenergie (NFE) "

3.1 Das NFE-System

Beim Projekt NFE handelt es sich um die Entwicklung des Teilsystems der wärmeverbrauchenden Reaktionsstufe der Reformierung von Methan, des Transports eines CO/H_2 -Gasgemisches zu einem entfernten Verbraucher und des Teilsystems Methanisierung zur Freisetzung der Wärme bei hoher Temperatur am Ort des Verbrauchers (Abb. 7).

Als Reaktionsprozesse werden die bereits bei der nuklearen Kohlevergasung beschriebene endotherme Methanreformierung mit Wasserdampf und die exotherme Methanisierung verwendet. Im Idealfall besteht nach dem NFE-Prinzip die Möglichkeit, einen großen Teil der allgemeinen Energieversorgung ohne jeglichen Verbrauch von fossilen Rohstoffen im geschlossenen System durchzuführen. Die durch Kernspaltung erzeugte Wärme kann dabei in den Verbrauchszentren in Form von elektrischem Strom, Prozessdampf und Heizwärme bereitgestellt werden. In einem offenen System können sowohl Methan als auch Reformergas (Synthesegas) für den Endverbrauch entnommen werden.

3.2 Hauptaufgaben des Projekts:

Hauptaufgaben des Projekts sind die experimentelle Untersuchung des Methanreformierungsprozesses in der Einzelspaltrohr-Versuchsanlage EVA I, die Errichtung der Methanisierungsanlage ADAM I und Kopplung mit der Versuchsanlage EVA I, sowie die Errichtung und Betrieb der Versuchs- und Demonstrationsanlage EVA II/ADAM II.

Experimentelle Untersuchung des Methanreformierungsprozesses in der Einzelspaltrohr-Versuchsanlage EVA I

In der EVA I werden an einem einzelnen Spaltrohr von Originalabmessungen (Abb. 8, oberer Teil) unter kernreaktorgleichen

thermodynamischen Bedingungen die Vorgänge der Methanspaltung detailliert untersucht. Die Anlage ist seit 1972 in Betrieb. In EVA I wurde bereits frühzeitig nachgewiesen, daß der chemische Prozeß der Methanspaltung bei Beheizung mittels Helium, wie es als Kühlmittel eines HTR zur Verfügung steht, durchgeführt werden kann. Versuchsergebnisse sind bereits veröffentlicht worden.

Errichtung der Methanisierungsanlage ADAM I und Kopplung mit der Versuchsanlage EVA I

ADAM I (Abb. 8, unterer Teil) dient der experimentellen Untersuchung des Methanisierungsprozesses unter verschiedenen Betriebsbedingungen und verfahrenstechnischen Fahrweisen. Der Schwerpunkt liegt auf dem Studium der Methanisierung im Hochtemperaturbereich bis 650 °C. Der Methanisierungsprozeß wird in drei hintereinandergeschalteten adiabaten Stufen durchgeführt, wobei zwischen den Stufen das Gas auf 300 °C abgekühlt wird.

Errichtung und Betrieb der Versuchs- und Demonstrationsanlage EVA II / ADAM II

In der großen Versuchsanlage EVA II/ADAM II wird der EVA/ADAM-Prozeß mit einer zugeführten Leistung von 10 MW demonstriert. Der Reformierungsreaktor (EVA II) besteht aus einem kompakten Bündel von 30 Spaltrohren. Aufgrund der repräsentativen Größe der Komponenten kommt den Versuchsdaten und Erkenntnissen über die Funktion und die Verhaltensweisen unter simulierten Reaktorbedingungen große Bedeutung zu. Abb. 9 zeigt das Modell der Anlage und vermittelt einen ungefähren Eindruck über die Größe der Anlage.

Im Anlagenteil ADAM II wird der Methanisierungsprozeß analog zu ADAM I in drei hintereinandergeschalteten Stufen durchgeführt.

Die erste Inbetriebnahme der Anlage EVA II/ADAM II ist für Ende 1979 vorgesehen.

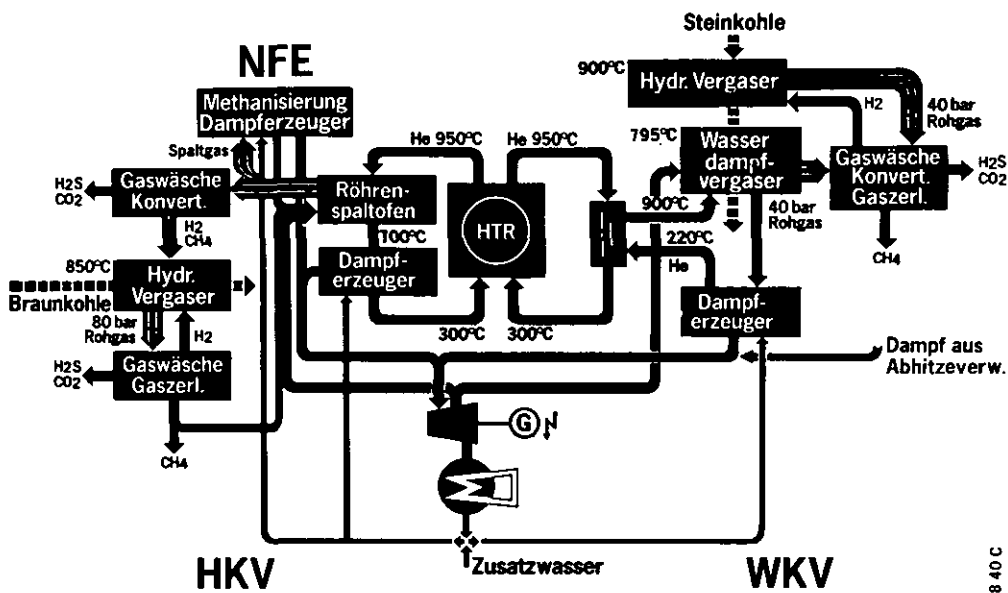
Weitere experimentelle Untersuchungen

Im Rahmen des Projektes NFE wird die Zeitstandfestigkeit verschiedener hochwarmfester Legierungen ermittelt. Die Messungen werden sowohl in Helium mit reaktorspezifischen Verunreinigungen als auch in Prozeßgasatmosphäre durchgeführt. Diese Arbeiten werden mit dem PNP-Werkstoffprogramm abgestimmt.

Eine weitere wichtige Teilaufgabe des Projektes NFE ist die Untersuchung von Methanisierungskatalysatoren für die angestrebten Prozeß-Bedingungen. Während für die endotherme Methanreformierung bewährte Katalysatoren verfügbar sind, müssen für den stark exothermen Methanisierungsprozeß, insbesondere im Hochtemperaturbereich, noch geeignete Katalysatoren ermittelt werden. Hierzu wurden bei der KFA und der Union Rheinische Braunkohlen Kraftstoff AG in Wesseling Anlageneinheiten errichtet, in denen verfügbare Katalysatoren auf ihre Eignung in Kurz- und Langzeittests untersucht werden.

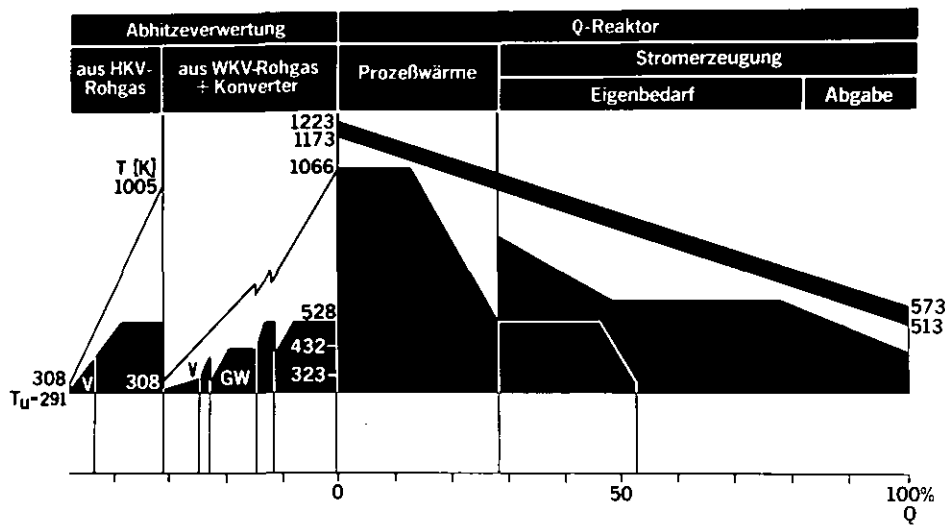
Ausblick

Aus heutiger Sicht werden die genannten Errichtungstermine für die Versuchsanlage im vorgegebenen Kostenrahmen erreicht.



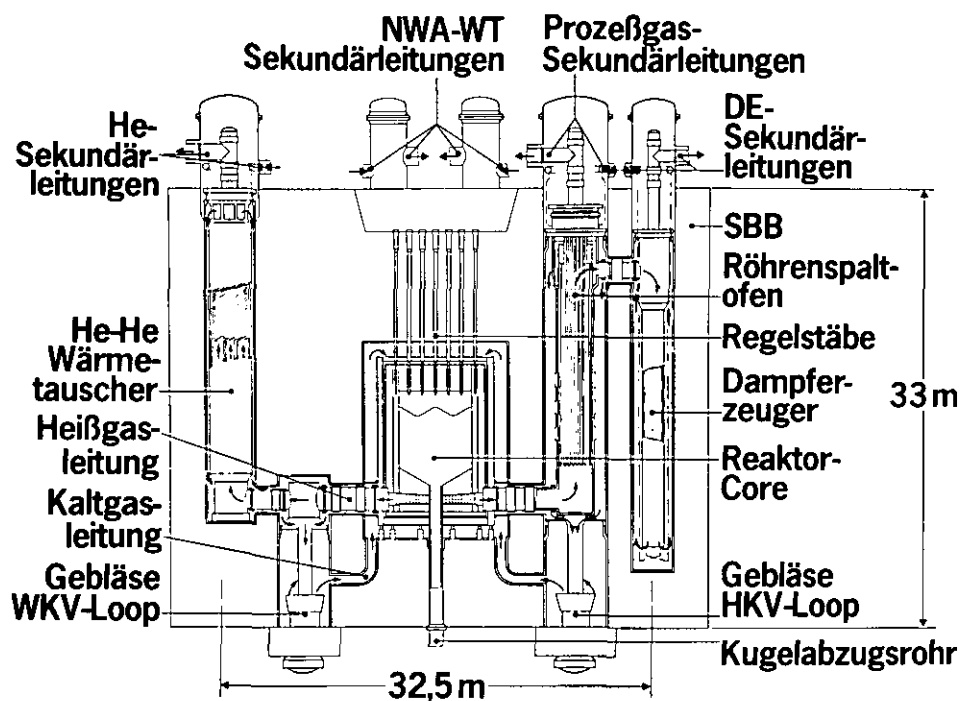
PNP	BF	GHT	HRB	KFA	RBW
	Fließschema Prototypanlage				

ABB. 1



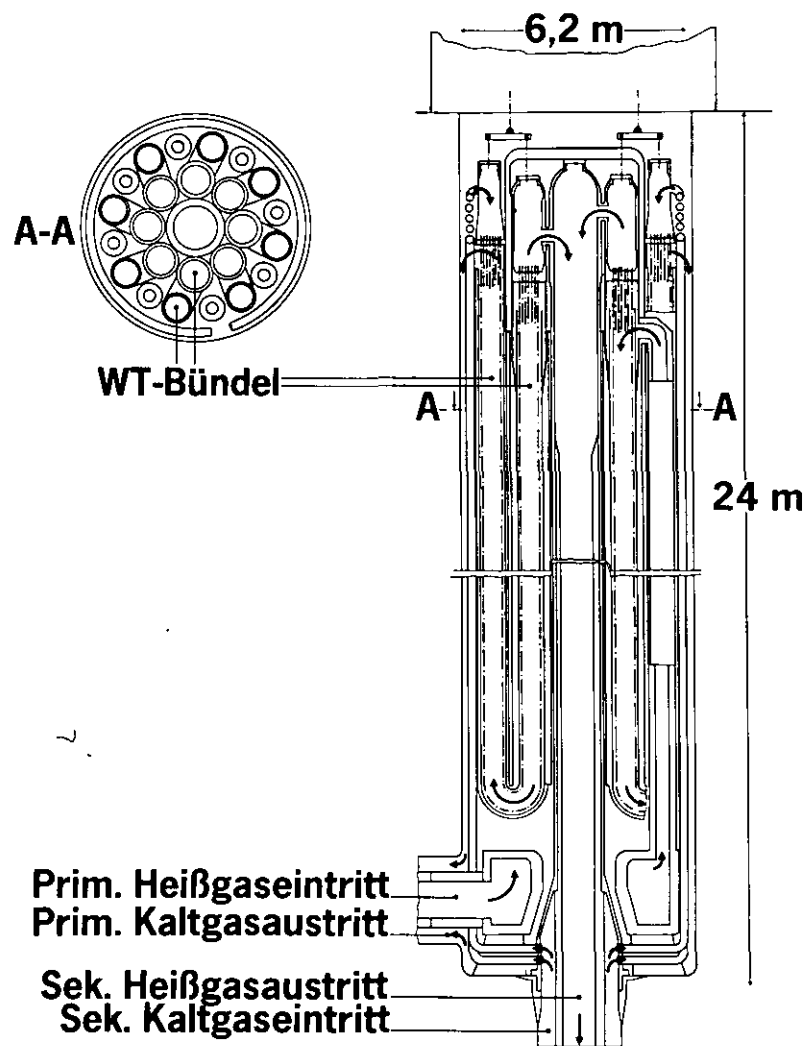
PNP	BF	GHT	HRB	KFA	RBW
	T-Q-Diagramm, Reaktorwärme und Wärmerückgewinnung				
	Beispiel: Kombiverfahren für SK (Prototyp)				

ABB. 2



PNP	BF	GHT	HRB	KFA	RBW
	Prozeßwärmereaktor 500 MW th (Prototyp)				

ABB. 3



He-He Wärmetauscher (U-Rohr-Modulbauweise)

Quelle: Vöest Alpine AG

ABB. 4

NO 78452C

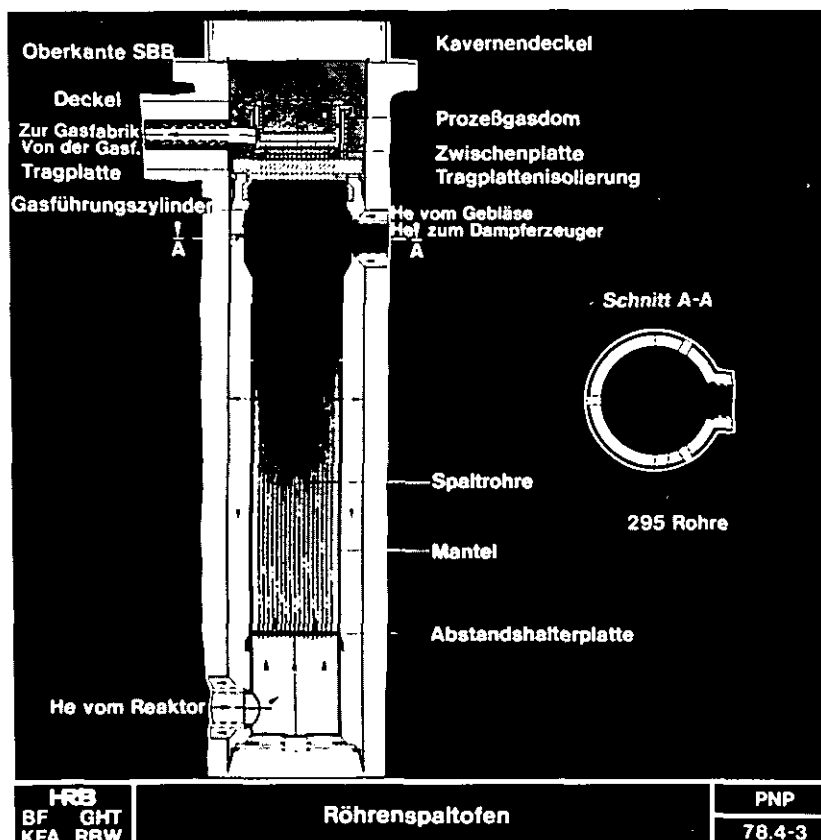
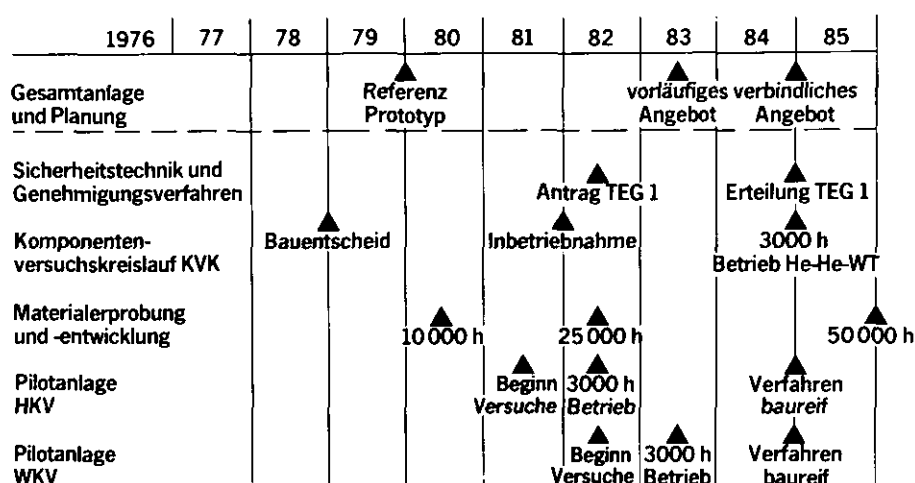


ABB. 5



PNP	BF	GHT	HRB	KFA	RBW
	Meilensteine				

BG 78 117

ABB. 6

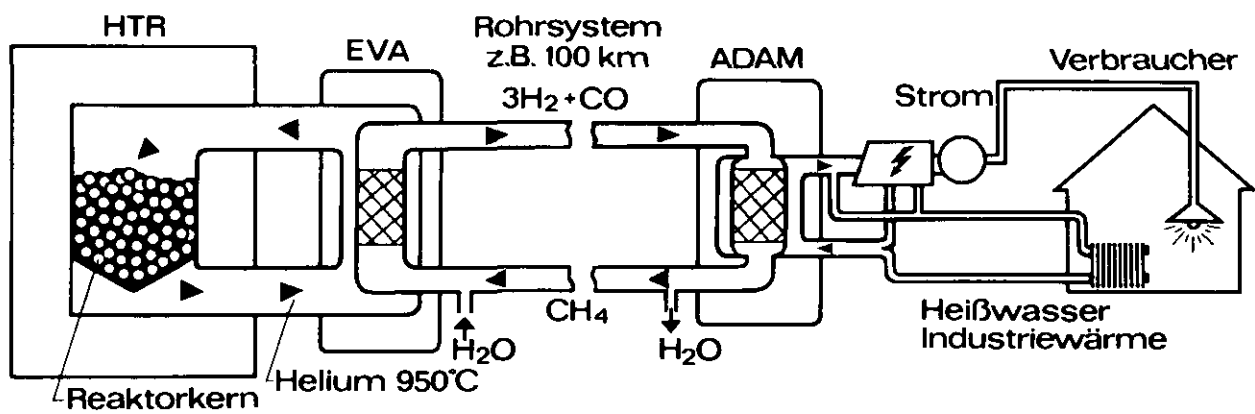


Abb 7: Prinzip eines geschlossenen
NUKLEAREN FERNENERGIE-Systems

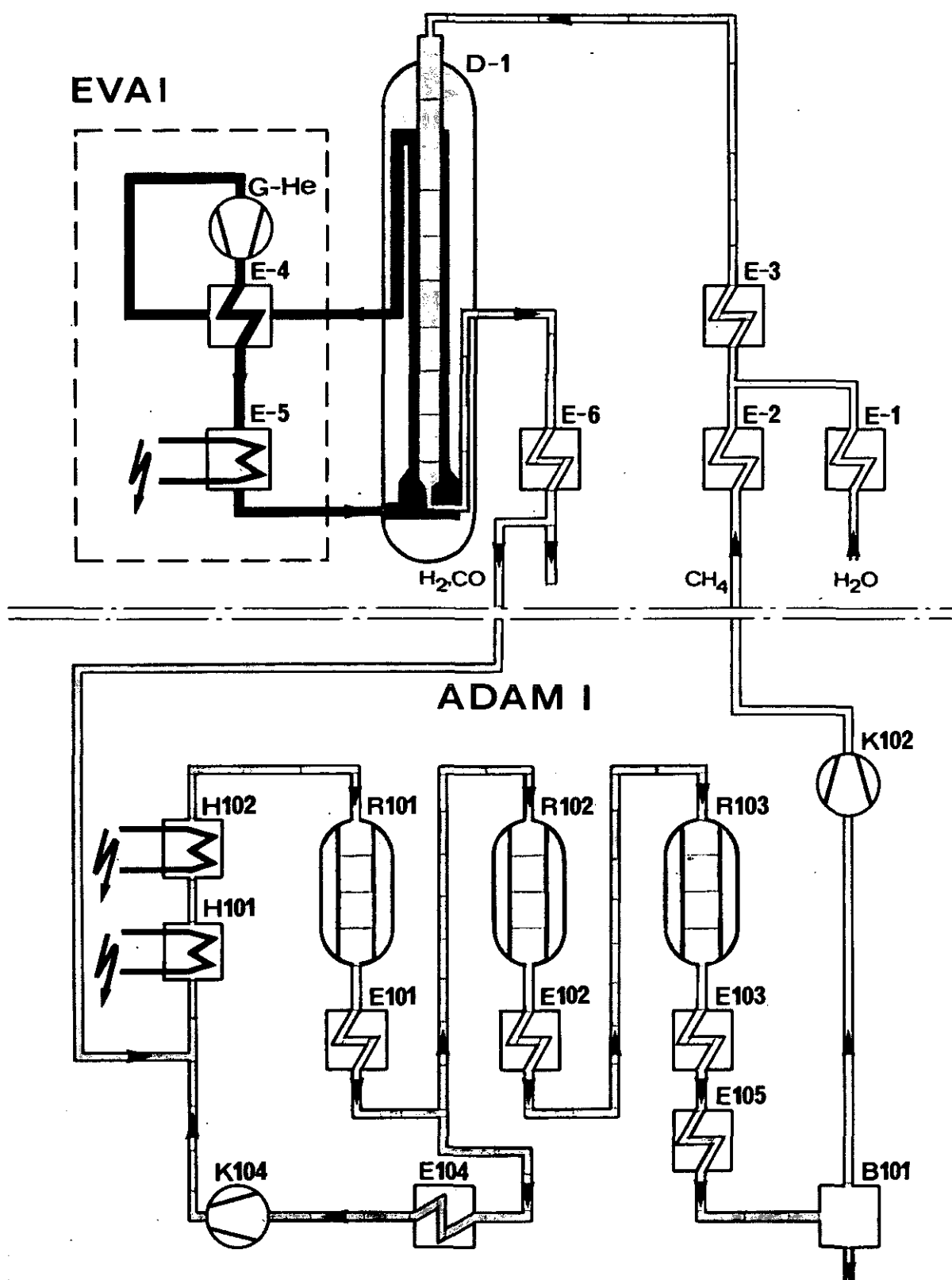


Abb. 8: Schema des Versuchskreislaufs EVA I-ADAM I

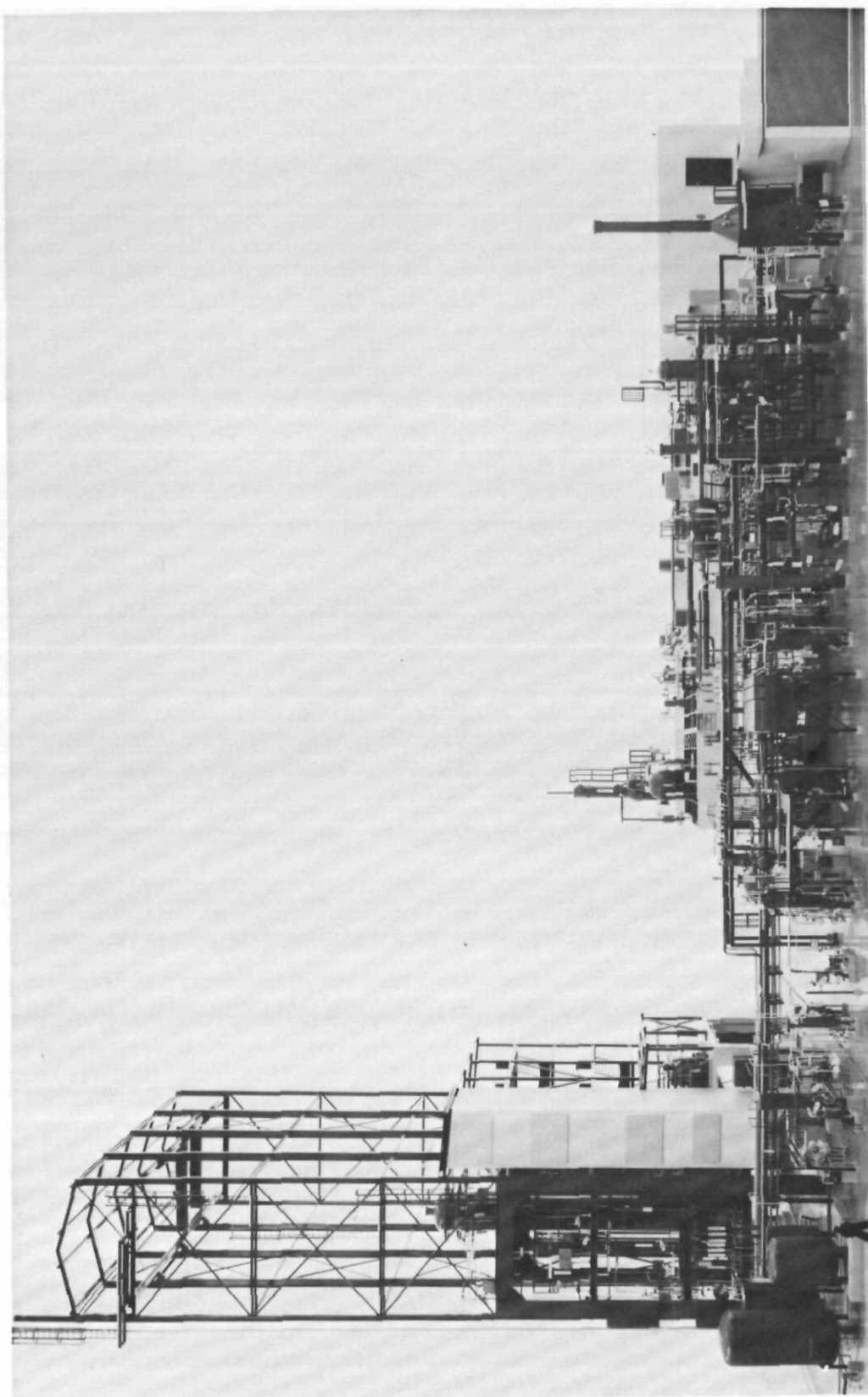


Abb. 9: Modell der Versuchsanlage EVA II/ADAM II

STAND DER UNTERSUCHUNGEN ZUM HTR-BRENNSTOFFKREISLAUF

Dr. P. Engelmann, Kernforschungsanlage Jülich, GmbH, (KFA)
Dr. D.F. Leushacke Jülich

Die Markteinführung des HTR wird dadurch belastet, daß das Brennelement in seinem Aufbau und in seiner Zusammensetzung und damit der ganze Brennstoffkreislauf stark von dem des Leichtwasserreaktors abweicht. Dies bedeutet, daß neben dem neuen Reaktorsystem selbst auch wesentliche Teile des Brennstoffkreislaufs entwickelt und in die Technik umgesetzt werden müssen. Vor dem Hintergrund eines expandierenden nuklearen Marktes und der vor einigen Jahren gehegten Erwartung eines baldigen erheblichen Marktanteils des HTR erschien diese Aufgabe bewältigbar. Heute, unter schlechteren Randbedingungen und vor dem Hintergrund der Erfahrungen bei der Schließung des LWR-Brennstoffkreislaufs und der dabei aufgetretenen technischen und nichttechnischen Probleme, muß man nach geeigneten Wegen suchen, welche die ersten Schritte der HTR-Einführung nicht zu stark mit den Problemen des Brennstoffkreislaufs belasten. Die Lösung kann daher nur darin bestehen, daß man nicht sofort die volle Schließung des HTR-Brennstoffkreislaufs anstrebt, sondern in Schritten bewältigbarer Größe vorgeht. Diese Schritte müssen Zwischenlösungen bieten, die je nach der weiteren Entwicklung alternative Möglichkeiten für die endgültige Lösung offenlassen und gleichzeitig zu jedem Zeitpunkt ein für die Energieversorgungsunternehmen und die Öffentlichkeit akzeptables Entsorgungskonzept bieten.

Bevor wir auf den technischen Status der Arbeiten zum Brennstoffkreislauf eingehen und die geplante Vorgehensweise mit den mittel- und langfristigen Alternativen aufzeigen, möchten wir kurz das Potential ins Gedächtnis zurückrufen, das der Hochtemperaturreaktor mit seinem Th/U-Referenzzyklus für die schonende Nutzung der Uranreserven prinzipiell bietet. Dies wird deutlich aus einer Untersuchung über den Uranerzbedarf der Bundesrepublik Deutschland bis zum Jahre 2100, bei einer nach heutigen Vorstellungen möglichen Bedarfsentwicklung für die Kernenergie unter Zugrundelegung alternativer Reaktorstrategien. Wir haben zur Verdeutlichung des

Potentials des HTR mit Th/U-Zyklus 2 Grenzfälle gerechnet: einmal eine reine LWR-SNR-Strategie und einmal eine reine LWR-HTR-Strategie. Dabei haben wir den Vorlauf der Leichtwasserreaktoren bei den HTR- und SNR-Strategien voll berücksichtigt und den Zubau von Hochtemperaturreaktoren ab 1990 sowie eine HTR-Aufarbeitung ab dem Jahre 2010 unterstellt. Für den Leichtwasserreaktor und den Brüter dagegen wird eine Plutoniumrückgewinnung und Nutzung schon ab 1995 angenommen. Die Rechnungen sollen nur das Einsparpotential des HTR mit Th/U-Zyklus verdeutlichen, wobei wir dies am bekannten Einsparpotential des Brüters messen. Das Ziel der Entwicklung der beiden fortgeschrittenen Reaktorlinien SNR und HTR ist natürlich, beide Typen zweckentsprechend nebeneinander einzusetzen.

Abb. 1 zeigt im oberen Teil die angenommene Bedarfskurve mit dem LWR-Vorlauf und der anschließenden Deckung durch fortgeschrittene Reaktoren. Im unteren Teil sind die Ergebnisse für den kumulierten Uranerzbedarf angegeben.¹⁾ Man sieht sehr deutlich, daß der heutige Leichtwasserreaktor im offenen Brennstoffkreislauf zu einem so hohen Uranbedarf führt, daß eine Deckung sehr unwahrscheinlich ist. Der Uranerzbedarf wird auch für ein reines LWR-System mit Plutoniumrezyklierung oder ein im Verbrauch etwa gleiches offenes HTR-System nicht zu decken sein. Dagegen führt das System mit einem Hochtemperaturreaktor im geschlossenen Th/U-Zyklus mit einer Konversionsrate von 0,82 und Brennelementen, die der heutigen Fertigungstechnik entsprechen, zu einem erheblich niedrigeren Uranerzbedarf. Der kumulierte Uranbedarf für ein Leichtwasserreaktor-Schnellbrütersystem liegt bis zum Jahre 2078 nur um 20 % unter dem eines Leichtwasserreaktor-Hochtemperaturreaktorsystems. Denkt man in Zeiträumen von 100 Jahren, so ist von der Uranversorgung her demnach bereits der normale Hochtemperaturreaktor, ohne Züchtung auf eine Konversionsrate nahe 1, eine sehr gute Lösung. Allerdings würde bei diesem System der Bedarf danach noch anhalten, während er bei Brütern praktisch auf Null zurückgeht. Für sehr lange Zeiträume kann daher z.B. die Kombination von Schnellbrutreaktoren mit Thorium-Blanket und Hochtemperaturreaktoren die Unabhängigkeit von einer weiteren Uranversorgung bringen. Der zusätzliche Thoriumbedarf für die Hochtemperaturreaktoren ist dabei relativ gering und leicht über lange Zeiträume zu decken.

1)

Die Rechnungen wurden von E. Teuchert, H.J. Rütten und H. Werner, KFA-IRE durchgeführt.

Diese Rechnungen zeigen das grundsätzliche Potential des Uran-Thorium-Zyklus zur rationellen Nutzung der Uran- und Thoriumvorräte.

Die derzeitigen Diskussionen im Rahmen von INFCE lassen jedoch z.Zt. die Verfügbarkeit von hochangereichertem Uran als HTR-Brennstoff nicht als gesichert erscheinen, so daß sich die Notwendigkeit ergeben kann, zwischenzeitlich auf einen abweichenden Brennstoffzyklus auszuweichen, was beim HTR ohne Änderung der Anlage möglich ist. Wir sind jedoch der Meinung, daß die Art des Brennstoffs und die Tatsache, daß in einem Brennelement nur ca. 1 Gramm Spaltstoff enthalten ist, einen Mißbrauch erschwert. Auch sehen wir von der Proliferationsresistenz her keinen qualitativen Unterschied zwischen einem U/Th-Mischoxid-Brennstoff und einem U/Pu-Mischoxid-Brennstoff. Daher richten wir unsere Arbeiten beim HTR schwerpunktmäßig weiterhin auf den Thorium-Uran-Zyklus mit hochangereichertem Uran, halten aber für eine Übergangszeit wegen der Versorgungsunsicherheit mit HEU einen Alternativbrennstoff bereit.

Lassen Sie uns nach diesem strategischen Ausblick zum Stand der Arbeiten zum HTR-Brennstoffzyklus zurückkehren. Tab. 1 gibt die Aufgaben und Ziele der Arbeiten zum HTR-Brennstoffkreislauf an, die im Rahmen des Projekts "Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf (HBK)" zusammen von KFA, NUKEM, HOBEG, SIGRI-Ringsdorff-Werke, Gelsenberg AG und den Systemfirmen GHT und HRB durchgeführt werden. Das Nahziel ist die Realisierung eines HTR-Ver- und Entsorgungskonzeptes für die Phase der HTR-Markteinführung, die Bereitstellung von für das Genehmigungsverfahren ausreichenden Datensätzen für das Brennelement und die graphischen Coreeinbauten sowie die Sicherstellung eines genehmigungsfähigen Langzeitlagerkonzeptes für abgebrannte Brennelemente. Das Fernziel bleibt die Schließung des Thorium-Uran-Brennstoffkreislaufs für Hochtemperaturreaktoren. Der Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors ist in seinen grundsätzlichen Schritten dem des Leichtwasserreaktor-Brennstoffkreislaufs äquivalent (Abb.2). Thorium und angereichertes Uran werden in der Brennelementfabrik zusammen mit Graphit zu kugelförmigen Brennelementen verarbeitet.

Diese werden in Fässern zum Reaktor transportiert, dort bis zu 100 000 MWd/t abgebrannt und dann, nach einer kurzzeitigen Zwischenlagerung am Reaktorstandort, zu einem externen Zwischenlager transportiert. Die Dauer der Zwischenlagerung ist nicht technisch begrenzt, da die Brennelemente aufgrund ihres Aufbaus für einen sicheren Einschluß der Spaltprodukte sorgen und sehr korrosionsbeständig sind. Wegen der niedrigen Leistungsdichte der Brennelemente ist auch die Nachzerfallswärme gering, sodaß die Wärmeabfuhr im Zwischenlager kein Problem darstellt. Man kann daher ein Trockenlager verwenden. Der Hauptweg nach der Zwischenlagerung führt zur Wiederaufarbeitungsanlage, wo die Produktströme Uran, Thorium und Spaltprodukte voneinander getrennt werden. Während das restliche Uran-235 und das erbrütete Uran-233 der Brennelementefabrikation zugeführt werden, wird das Thorium für einen längeren Zeitraum zwischengelagert, um die Aktivität der Zerfallprodukte des Th-228 abklingen zu lassen und dadurch die anschließende Wiederverarbeitung zu erleichtern. Die Spaltprodukte werden im Prinzip wie die der Leichtwasserreaktorbrennelemente verglast und dann endgelagert. Solange die Wiederaufarbeitung nach dem Thorex-Prozeß nicht großtechnisch verfügbar ist, können alternativ die abgebrannten Brennelemente nach der Zwischenlagerung ggfs. einer Konditionierung zu einem Kompaktlagergut zugeführt werden. Dieses Kompaktlagergut kann entweder später nach Schließung des Th/U-Zyklus wiederaufgearbeitet werden oder bei Aufgabe des Th/U-Zyklus nach Umhüllung mit Zement- oder Bleimaterial in ein Endlager gebracht werden. Das Volumen und die Aktivitätsmengen wären in diesem Fall vergleichbar mit den Abfallströmen eines geschlossenen Kreislaufs, so daß auch diese Lösung technisch durchaus vertretbar wäre.

Tab. 2 zeigt in Stichworten den Stand und die Entwicklungsschwerpunkte sowie die Versuchsanlagen bei den einzelnen Schritten des Brennstoffkreislaufs. Bei der Systemanalyse ist die Auslegung des geschlossenen Thorium-Uran-Zyklus mit hochangereichertem Uran für Zwei- und Einkreisanlagen sowie für die Prozeßwärmanlage abgeschlossen. Als nächstes Ziel steht die Festlegung des HTR-Brenn-

stoffs für den vorerst offenen Zyklus für die HTR-Markteinführungsphase an. Die Entscheidung muß die Versorgungssicherheit mit hochangereichertem Uran im Hinblick auf die Diskussionen im Rahmen von INFCE berücksichtigen und der Tatsache Rechnung tragen, daß die Schließung des Thorium-Uran-Zyklus in der Bundesrepublik Deutschland oder in Zusammenarbeit mit anderen Ländern erst langfristig möglich sein wird. Die Untersuchungen schließen daher offene wie auch geschlossene Zyklen mit hoch-, mittel- und niederangereichertem Uran ein. Anhand der Ergebnisse wird in Kürze zusammen mit den Reaktorherstellern und Reaktorbetreibern sowie auch mit den Regierungsstellen eine Strategie für die kurz- und mittelfristige Vorgehensweise festgelegt werden, welche zu einer Risikominimierung führt.

Bei der Brennelementherstellung ist die Entwicklung, Erprobung und Produktion der Brennelemente für den AVR und das THTR-Erstcore abgeschlossen. Ca. 10 t (U, Th)O₂-Kerne wurden bereits nach dem Gel-Fällungsverfahren gefertigt. Der Durchsatz der HOBEG-Anlage beträgt bei 3 Schichtbetrieb 120 kg Kerne/d. Für die Partikelbeschichtung können im vollautomatischen Lochkartengeregelten Wirbelbett für Schichten aus pyrolytischem Kohlenstoff oder SiC Chargengrößen bis 10 kg verarbeitet werden, in der THTR-Brennelementproduktionslinie können im 3 Schichtbetrieb 2400 BE/d gefertigt werden. Bis heute wurden über 1 Mio Kugeln hergestellt. Die Anlage der HOBEG reicht bereits aus, um ca. 1000 MW_e installierter Leistung ständig zu versorgen. Die Herstellung der Brennelemente kann daher als Stand der Technik bezeichnet werden. Die laufenden F+E-Arbeiten konzentrieren sich auf die Entwicklung und Erprobung noch weiter graduell verbesserter Brennelemente, mit dem Ziel der Absenkung von Schwermetallkontamination, Schadensquote und Eigenschaftsschwankungen bei der Fertigung sowie der Festlegung des Referenzbrennelements mit Definition von Partikel und Matrixmaterial für HHT und PNP. Wegen der erwähnten Probleme wird es ggfs. erforderlich sein, dabei neben dem Referenzzyklus auch einen back-up-Zyklus mit einem entsprechenden Alternativelement mit mittel- oder niederangereichertem Uran zu qualifizieren.

Der nächste Schritt im Brennstoffzyklus ist der Transport abgebrannter Brennelemente. Hier ist der Transportbehälter mit einer Kapazität von 1000 Brennelementen für die AVR-Brennelemente vorhanden. Er wiegt einschließlich Palette ca. 12 t. Die Auslegung des THTR-Transportbehälters mit einer Kapazität von 2100 Brennelementen befindet sich in einem fortgeschrittenen Stadium. Die laufende Entwicklung zielt auf die Konstruktion und den Bau des THTR-Brennelementtransportbehälters.

Die Zwischenlagerung bildet einen notwendigen und sehr aktuellen Schritt im Brennstoffkreislauf. Hier liegt ein Vorentwurf mit vorläufigem Sicherheitsbericht für ein oberirdisches Trockenlager vor, das zur Aufnahme von AVR- und THTR-Brennelementen gedacht ist. Abb. 3 zeigt einen Längs- und Querschnitt durch dieses Trockenlager nach dem Vorentwurf der Firma NUKEM. Das Lagergebäude besteht aus einem Betonkomplex mit sehr dicken Wänden, die das Lagergut auch gegen Einwirkungen von außen, wie Flugzeugabsturz usw., schützen. Die abgebrannten Brennelemente selbst befinden sich in Lagerkannen, die in Gestellen jeweils übereinander gestapelt untergebracht werden. Das konzipierte Lager hat eine Aufnahmefähigkeit von 3 Millionen abgebrannter Brennelementkugeln. Die Nachwärme wird durch die Gebäudeluft und die Zellenwände abgeführt. Die nächsten Arbeitsschritte sind die Detaillierung der Bauunterlagen und die Ingangsetzung des Genehmigungsverfahrens zum Bau des HTR-Zwischenlagers. Vordringlich für die weitere Detailbearbeitung ist die Festlegung des Standortes. Hierfür sind bereits intensive Gespräche im Gange.

Bei der Wiederaufarbeitung befinden sich entsprechend der ins Auge gefaßten Zeitskala für die Schließung des HTR-Brennstoffkreislaufs die Arbeiten noch in einem relativ frühen Stadium. Die einzelnen chemischen Wiederaufarbeitungsschritte sind im Labormaßstab erprobt. Ein Fließschema zur Wiederaufarbeitung von Thorium-Uran-Kernbrennstoff nach dem Thorex-Prozeß ist vorhanden. Die Versuchsanlage JUPITER mit einem Durchsatz von 2 kg Schwermetall pro Tag befindet sich im Bau. Die beiden ersten Zellen der JUPITER-Anlage sind bereits fertiggestellt. In der Eingangszelle werden die Brenn-

elemente aus der Transportkanne entladen, der Abbrand γ -spektrometrisch gemessen und die Elemente für den nächsten Schritt, die Verbrennung, zwischengebunkert. In der Head-End-Zelle befindet sich der Wirbelschichtverbrennungsofen, das System zur Feinstaubabtrennung und -Verbrennung und eine Feststofffilterbank zur Abtrennung flüchtiger, nicht gasförmiger Spaltprodukt nuklide. Der Durchsatz des Ofens beträgt 3,5 kg C/h bzw. bis 330 Brennelemente/d. Dieser Teil der JUPITER-Anlage wurde Anfang 1978 einem thermischen Funktionstest unterzogen, wobei 800 Kugeln mit Dummy-Partikeln verbrannt wurden. Die Komponenten der chemischen Prozeßzelle befinden sich in Fertigung. Die Montage kann in den nächsten Jahren durchgeführt werden. Die Entwicklungsziele sind die Fertigstellung und Inbetriebnahme der JUPITER-Anlage Anfang der 80er Jahre sowie die Bereitstellung der Basistechnologie zum Head End der Wiederaufarbeitung. Der Bau der JUPITER-Anlage hat sich durch das Genehmigungsverfahren nach § 7 Atomgesetz wesentlich verteuert und erschwert, so daß der Zeitpunkt der vollen Inbetriebnahme heute noch nicht abgesehen werden kann.

Wegen der Gammaaktivität des rückgeführten Uranbrennstoffs müssen die Fabrikationsschritte des Rückführungsbrennstoffs z.T. besonders entwickelt werden, da sie mit Fernbedienung durchgeführt werden müssen. Die Kalterprobung wichtiger Komponenten für die Herstellung der Kerne und ihrer Beschichtung ist abgeschlossen. In der KFA arbeitet eine Laboranlage für die Kernherstellung mit einem Durchsatz von 1 kg/h. Da die Arbeiten zur Refabrikation erst nach der vollen Schließung des Brennstoffkreislaufs zum Tragen kommen werden, beschränken sich die Aktivitäten jedoch z.Zt. auf Laborversuche und Studien zur Festlegung der Referenzprozesse und Komponenten für die Kernherstellung und -Beschichtung. Hierbei werden auch die Fragen der Fernbedienung und Wartung mit untersucht.

Auch der Schritt "Abfallbehandlung" weicht in Einzelheiten von dem des LWR-Brennstoffkreislaufs ab. Dies gilt insbesondere für die Behandlung des Verbrennungs- und Auflöserabgases bei der Wiederaufarbeitung. Hierfür befinden sich die Laboranlagen AKUT und KRYOSEP im Betrieb. Der Betrieb von Laboranlagen zur Verfestigung von hochaktivem Waste aus dem Thorex-Prozeß, PAMELA

und FIPS I, ist abgeschlossen. Im Versuchsstand FIPS I wurden in den Chemiezellen der KFA erfolgreich Glasblöcke mit hochaktivem Abfall hergestellt. Auf der Basis von FIPS I wird jetzt eine technisch perfektioniertere Anlage FIPS II aufgebaut. Die auf diesem Gebiet entwickelte Technologie hat in weitem Maße auch Bedeutung für den Leichtwasserreaktor-Brennstoffkreislauf.

Für den Fall einer vorläufigen Zurückstellung der HTR-Wiederaufarbeitung und des Betriebes der ersten Reaktoranlagen im offenen Kreislauf werden im HBK-Projekt alternative Entsorgungskonzepte über den Weg der Langzeitlagerung untersucht. Hierzu wurde in den vergangenen Jahren eine unterirdische Versuchseinlagerung von 100.000 abgebrannten AVR-Brennelementen in eine Salzkaverne des Bergwerkes ASSE vorbereitet. In 4 Bohrlöchern sollen jeweils 25 Kannen mit je 1000 Brennelementen eingelagert werden. Diese Versuchseinlagerung kann technisch sofort beginnen, sie ist z.Zt. jedoch durch Einsprüche blockiert. Dies ist besonders bedauerlich, weil das mit dieser Einlagerung verbundene Versuchsprogramm wesentliche Daten und Erkenntnisse für das Langzeitlagerkonzept bereitgestellt hätte. Diese Daten müssen nunmehr ggfs. auf andere Weise erarbeitet werden.

Aus dem heutigen Stand der Arbeiten ergeben sich im Hinblick auf die im Bau und Betrieb befindlichen Anlagen THTR und AVR und auf die geplanten Anlagen HHT und PNP für den Zeitraum 1978 - 1980 folgende Aufgaben und Entscheidungsfragen:

1. Die Standortfestlegung für den Bau des HTR-Zwischenlagers für abgebrannte AVR- und THTR-Brennelemente muß umgehend erfolgen.
2. Die Brennstoffversorgung für den Weiterbetrieb des AVR und für die Nachladungen des THTR-300 muß sichergestellt werden.
3. Der Referenzbrennstoffkreislauf für die Phase der Markteinführung muß unter Berücksichtigung der INFCE-Schlußfolgerungen festgelegt werden.

4. Das Referenzbrennelement, d.h. Partikelkonzept und Matrixmaterial sowie die Referenzgraphite für die Coreeinbauten müssen festgelegt und unter PNP- und HHT-Bedingungen qualifiziert werden.
5. Die Durchführung der Versuchseinlagerung in der ASSE ist weiter anzustreben und ein alternatives Entsorgungskonzept über den Weg der Langzeitlagerung zu erproben und festzulegen.
6. Die F+E-Arbeiten zur Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung und Refabrikation sind in dem Maße weiterzuführen, daß zur Einführung des HTR für die Zwischenlösungen jeweils gesicherte Unterlagen vorliegen.

Das HBK-Projekt ist in seinen Terminplänen auf diese Ziele ausgerichtet. Am dringlichsten ist die Standortfestlegung für das Zwischenlager, da hiervon der Weiterbetrieb des AVR und die Fertigstellung des THTR-300 mit abhängen. Die Arbeiten zur vollen Schließung des Brennstoffkreislaufes sind terminlich weniger dringlich, da die bis zur Jahrhundertwende aus den HTR-Versuchs- und Demonstrationsanlagen anfallenden Mengen an abgebrannten Brennelementen nur in der Größenordnung 100 t Schwermetall liegen. Sie können im Hinblick auf ihren mechanischen Aufbau, die geringe Nachwärmeproduktion und den guten Einschluß der Spaltprodukte in der Graphitmatrix langfristig zwischengelagert werden. Da ein wirtschaftlicher Anreiz zum Bau einer größeren Wiederaufarbeitungsanlage erst nach dem Jahre 2000 gegeben sein wird, bleibt genügend Zeit, um je nach dem Verlauf der HTR-Markteinführung die F+E-Arbeiten für die Schließung des Brennstoffkreislaufes in technisch sinnvollen Schritten durchzuführen. Ausgehend von dem Konzept der Zwischenlagerung über einige Dekaden kann der Bau von Demonstrationsanlagen zur Schließung des Brennstoffkreislaufs, d.h. insbesondere einer Prototypanlage für die Wiederaufarbeitung, zeitlich so geplant werden, daß die Kosten nicht gleichzeitig mit den Kosten für den Bau der Demonstrationsanlagen HHT und PNP anfallen.

Die aufgezeigten Vorteile des Th/U-Zyklus im HTR rechtfertigen unseres Erachtens den aufgenommenen Weg. Der fortgeschrittene Stand der Arbeiten und die vorliegenden Ergebnisse ermutigen uns, diesen Weg weiter zu verfolgen, zumal diese Arbeiten auch zu einer Klärung von Fragen beitragen, die bei einer eventuellen Nutzung des Th/U-Kreislaufs in anderen Reaktortypen auftreten und daher auch über den HTR hinaus Bedeutung haben.

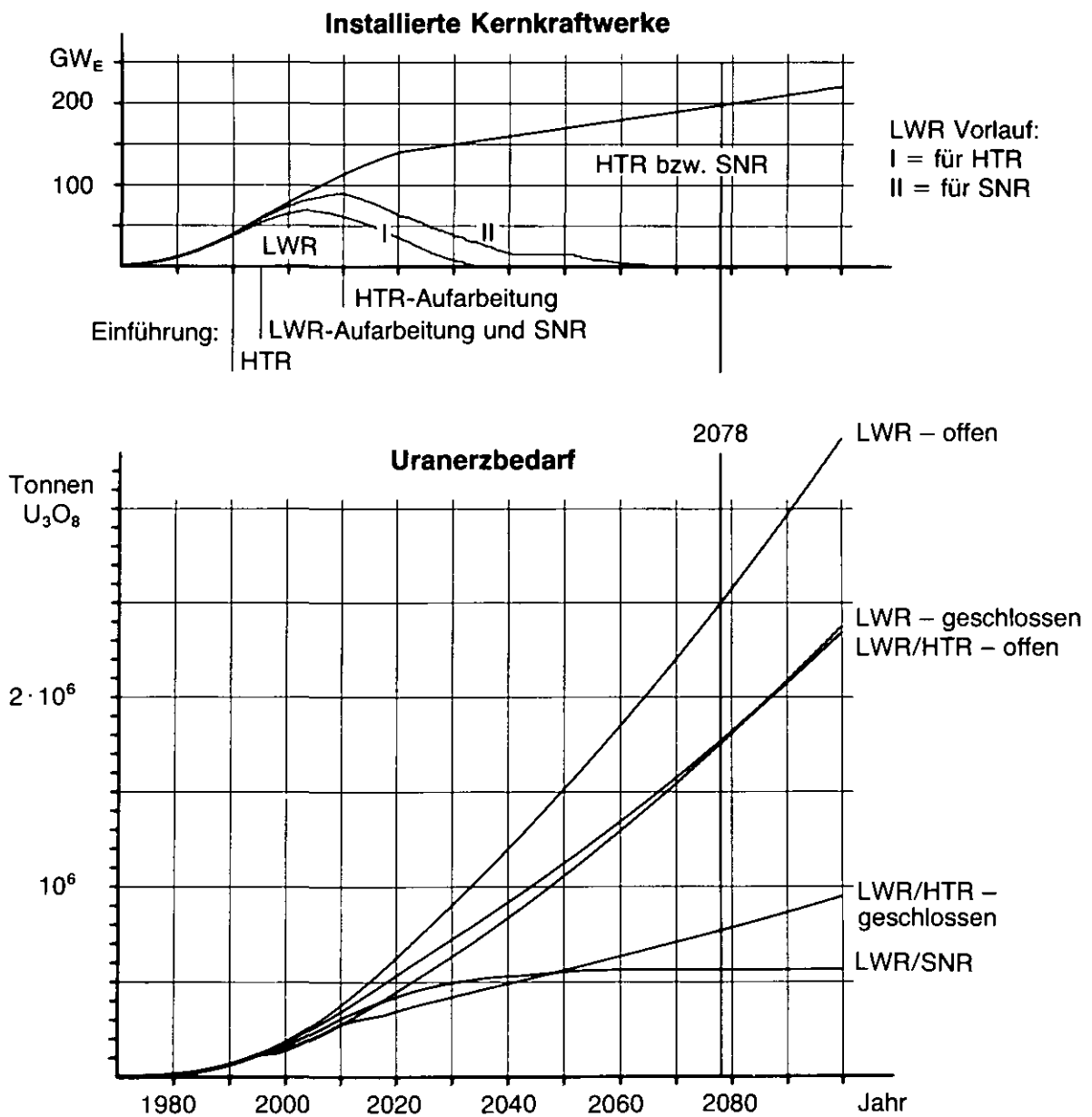


Abb. 1: Installierte Kernkraftwerke und Uranerzbedarf (kumuliert)
in Abhängigkeit vom Kalenderjahr

Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors

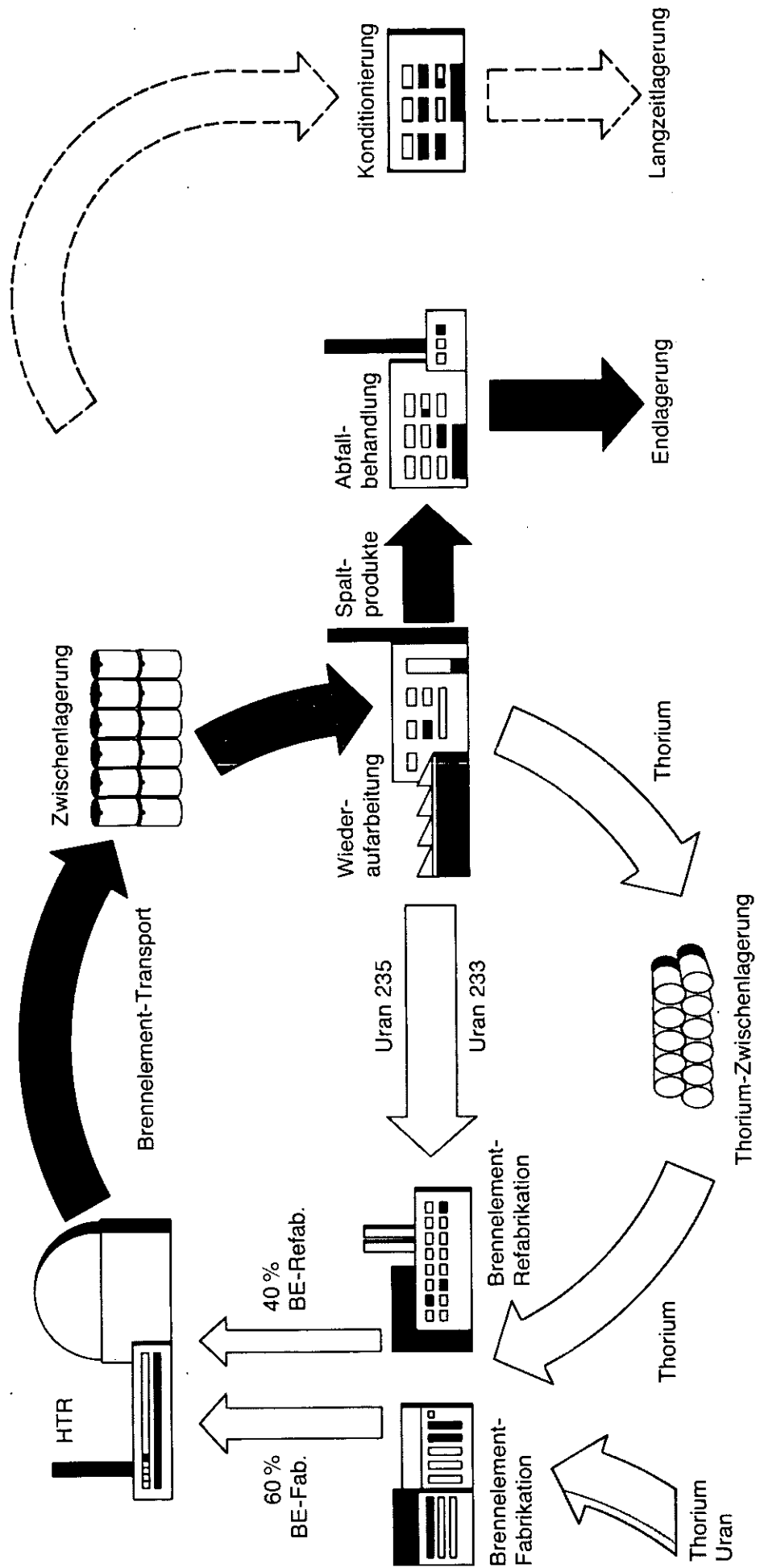


Abb. 2

AUFGABEN UND ZIELE DER ARBEITEN ZUM HTR-BRENNSTOFFKREISLAUF

NAHZIEL

- Realisierung eines HTR Ver- und Entsorgungskonzeptes für die Phase der HTR-Markteinführung
- Bereitstellung von ausreichenden Datensätzen für das Brennelement und die graphitischen Coreeinbauten für das Genehmigungsverfahren
- Sicherstellung eines genehmigungsfähigen Langzeitlagerkonzepts für abgebrannte Brennelemente

FERNZIEL

- Schließung des Th/U-Brennstoffkreislaufs für Hochtemperaturreaktoren

Tab. 1

Schritte im Brennstoffzyklus	Status	Versuchsanlage	Entwicklungsschwerpunkt/Ziele
Systemanalyse	Auslegung des Th/U-hochangereicherten Brennstoffzyklus abgeschlossen	–	Festlegung des HTR Brennstoffkreislaufkonzepts für die HTR-Markteinführungsphase
Brennelementherstellung	Entwicklung, Erprobung und Produktion für AVR und THTR-Erstcore abgeschlossen	THTR-Produktionslinie	Entwicklung und Erprobung verbesserter Brennelemente (Absenkung von SM-Kontamination, Schadensquote und Eigenschaftsschwankungen) Festlegung des Referenzbrennelements (Partikelkonzept, Matrixmaterial) für HHT und PNP
Transport abgebrannter Brennelemente	Transportbehälter (1000 BE) für AVR-Elemente vorhanden, Auslegung THTR-Behälter (2100 BE) in fortgeschrittenem Stadium	AVR-BE-Transportbehälter	Konstruktion und Bau des THTR-BE-Behälters
Zwischenlagerung	Vorentwurf mit vorläufigem Sicherheitsbericht eines oberirdischen Trockenlagers (HTR-Zwischenlager) vorhanden	–	Detaillierung, Genehmigung und Bau des HTR-Zwischenlagers
Wiederaufarbeitung	Fließschema zur Wiederaufarbeitung von Th/U-Kernbrennstoff nach dem THOREX-Prozeß vorhanden, Versuchsanlage JUPITER im Bau	JUPITER (Durchsatz 2 kg SM/d)	Fertigstellung und Inbetriebnahme der JUPITER-Anlage, Erstellung von Planungsunterlagen für ein kaltes Prototyp-Head-End, Bereitstellung der Basistechnologie zum Verbrennungs-Head-End
Refabrikation	Kalterprobung wichtiger Komponenten für Kernherstellung und Beschichtung abgeschlossen	KFA-Laboranlage zur Kernherstellung	Festlegung der Referenzprozesse und Komponenten für Kernherstellung und Beschichtung
Abfallbehandlung	Laboranlagen zur Behandlung des Verbrennungs- und Auflöserabgases in Betrieb, Betrieb von Laboranlagen zur Verfestigung von THOREX-HAW abgeschlossen	AKUT CRYOSEP FIPS I PAMELA	Bau und Betrieb von Technikumsanlagen im Verbund mit JUPITER
Langzeitlagerung abgebrannter Brennelemente	unterirdische Versuchseinlagerung von 100.000 angebrannten AVR-Brennelementen vorbereitet	ASSE	Bereitstellung der experimentellen Basisdaten für das Langzeitlagerkonzept

Tab. 2: Stand und Entwicklungsschwerpunkte der Arbeiten zum HTR-Brennstoffkreislauf

INTERNATIONALE ZUSAMMENARBEIT BEI DER HTR-ENTWICKLUNG

Dr.U. Däunert Bundesministerium für Forschung und Technologie,
Bonn

Vor nicht allzu langer Zeit habe ich an dieser Stelle die wesentlichen Voraussetzungen für eine weitere effektive Entwicklung des Hochtemperaturreaktors erläutert und die erhebliche Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit bei derartigen Großprojekten hervorgehoben. Die Markteinführung eines neuen Reaktorsystems ist wegen ihrer technischen Schwierigkeit und Aufwendigkeit aber auch wegen ihrer politischen Wechselwirkung nur vor dem Hintergrund internationaler Zusammenarbeit zu bewältigen. Ich möchte jene warnen, die gerade in diesen Zeiten den nationalen Überraschungsangriff auf den internationalen Markt predigen mit einer Technologie, die ihre Reifeprüfung noch längst nicht bestanden hat. In einer vorwiegend exportorientierten Wirtschaft und einem verhältnismäßig engen heimischen Markt gilt es sehr frühzeitig, die Akzeptanz einer neuen Technik vorzubereiten. Ich wüßte kaum ein besseres Instrument als die gemeinsame Arbeit an gemeinsamen Problemen.

Diese Veranstaltung ist ein Statusreport für den Hochtemperaturreaktor, weswegen ich das Thema internationale Zusammenarbeit ganz bewußt auf diesen Bereich beschränken möchte. Es hieße Hochtemperaturreaktoren nach Jülich tragen, wenn ich hier auf die Benefizien der Kooperation mit der Schweiz, mit den Vereinigten Staaten von Amerika und im DRAGON-Projekt hinweisen wollte. Ohne diese gemeinsame Basis der Entwicklung hätten wir bis heute nicht den Stand erreicht, der uns dazu befähigt über Demonstrationsprojekte zu sprechen. Es liegt in der Natur eines langfristigen Projektes, daß Zeitrhythmus und Intensität der Entwicklung nicht immer in allen Ländern synchron gehen. Auch dies hat uns die Vergangenheit gelehrt, wie auch das Rezept, daß man solchen Schwankungen begegnen kann, wenn man das Konzept der Zusammenarbeit von vornherein ausgiebig flexibel gestaltet hat. Es ist sicher hilfreich, sich einmal mit den Argumenten auseinanderzusetzen, die gegen eine weitergehende Internationalisierung der Hochtemperaturreaktorentwicklung vorgebracht werden:

- Der Prozeß technischer und wirtschaftlicher Entscheidungsfindung wächst im Quadrat mit der Anzahl der Partner.

In einem sinnvoll strukturierten Projekt beschränkt sich die Anzahl wesentlicher Entscheidungen auf einige wenige, für die ein erhöhter Abstimmungsaufwand durchaus tragbar ist.

- Durch nationale Förderung erzeugte Kenntnisse fließen unkontrollierter Weise ins Ausland.

Gerade dieses Argument muß man ein wenig genauer betrachten. Erstens ist die Industrie seit eh und je mit diesem Problem konfrontiert und hat Verfahren entwickelt, die berechtigten eigenen Interessen zu schützen, zweitens muß man sehr deutlich sehen, daß der Weg bis zur schutzwürdigen Marktgängigkeit des Hochtemperaturreaktors noch in Jahrzehnten bemessen ist. Die Verwirklichung dieser Idee verlangt übergeordnet die Entwicklung dieses Systems weltweit mit allen verfügbaren Kräften und erst nachrangig die Verteilung des möglicherweise anfallenden Gewinns.

- Nationales Steuergeld wird fehlgeleitet, indem durch internationale Zusammenarbeit an anderer Stelle konkurrierende Arbeitsplätze geschaffen werden.

Eine solche Befürchtung widerspricht unserer Auffassung von arbeitsteiliger internationaler Zusammenarbeit. Zusammenarbeit bedeutet Anreiz und Gewinn für die zusammenarbeitenden Partner auf einer fairen Basis, und verwandte Großprojekte beweisen, daß genau dies unser Verständnis ist gegenüber großen aber auch kleinen Partnern.

Wie lassen sich nun derzeit die Perspektiven zu internationaler Zusammenarbeit bei der Hochtemperaturreaktorentwicklung sehen. Ich will versuchen ein sachliches Bild aufzuzeichnen, wobei ich mir bewußt bin, daß ich mich zwangsläufig immer hart am Rand der Spekulation bewegen muß.

Die Wahl des Einkreisreaktors belebt und festigt unsere nun schon traditionelle Zusammenarbeit mit der Schweiz im Bereich des stromerzeugenden Hochtemperaturreaktors.

Das im Februar 1976 von den jeweiligen Forschungsministern in Frankreich und in der Bundesrepublik Deutschland unterzeichnete Memorandum zur gemeinsamen Entwicklung fortgeschrittener Reaktortypen schließt ausdrücklich auch den Hochtemperaturreaktor ein. Die Diskussion des vergangenen Jahres hat deutlich werden lassen, daß das primäre Interesse Frankreichs am Hochtemperaturreaktor zur Prozeßwärmeerzeugung liegt. Zur Zeit wird versucht im gegenseitigen Gespräch Zusammenarbeitsmodelle zu entwickeln, die das eben von mir genannte Prinzip ausgewogenen Nehmens und Gebens verwirklichen können.

Die Bindungen an die Entwicklung in den Vereinigten Staaten sind mehrfacher Natur. Über den HHT-Zusammenarbeitsvertrag zwischen HHT-Partnern und der General Atomic vollzieht sich ein Austausch von Kenntnissen auf der Basis industrieller Verträge. Das 1977 zwischen dem BMFT und dem Department of Energy abgeschlossene Rahmenabkommen im Bereich gasgekühlter Reaktoren erlaubt den Austausch an Kenntnissen nach den Prinzipien der Reziprozität, der Ausgewogenheit und des gegenseitigen Nutzens. Gewisse Hemmnisse, die sich aus der Sicht des Kenntnisschutzes aus dem amerikanischen Freedom of Information Act ergeben haben, konnte zwischenzeitlich einer zufriedenstellenden Lösung zugeführt werden.

Zur Verbreiterung der weltweiten Basis der HTR-Technologie, besonders im Hinblick auf die vorhin erwähnte internationale Akzeptanz, haben wir Verhandlungen mit Japan geführt, die in einem ersten Schritt zur Paraphierung eines Austauschvertrages zwischen der KFA-Jülich und dem japanischen JAERI geführt haben. Wir bemühen uns im Augenblick die japanischen Aktivitäten im Bereich der nuklearen Prozeßwärme, die in Japan großes Interesse finden, in diesen Austausch einzubeziehen.

Schließlich möchte ich nicht unerwähnt lassen, daß seit längerem Verhandlungen mit Österreich geführt werden über eine arbeitsteilige Entwicklung bestimmter Komponenten zum Prozeßwärmereaktor.

Was uns bis heute noch fehlt, ist eine geordnete Vernetzung aller genannten Aktivitäten zu einem kompatiblen System. Hierzu wird u.a. auch notwendig sein, daß die späteren Betreiber von Hochtemperaturreaktoranlagen in einigen der genannten Länder zu gegenseitigen Kooperationsabsprachen finden. Erfreulicherweise haben auch hier erste Kontakte stattgefunden, die sich aber entsprechend der Reihenfolge der abzuarbeitenden Probleme noch ganz am Anfang befinden.

Voraussetzung jedoch für das geregelte Zustandekommen internationaler Kooperation im Bereich des Hochtemperaturreaktors ist der Vollzug einer organisatorischen Neustrukturierung des Hochtemperaturreaktorprojektes in unserem eigenen Lande, die Anlaß und Mittelpunkt des heutigen Statusberichts hier in Jülich ist. Nur wer sein eigenes Haus gut bestellt hat, kann sich Gäste einladen, die dieses zusammen mit ihm bewohnen sollen.

Das Bundesministerium für Forschung und Technologie bemüht sich, die Voraussetzungen für das Zustandekommen einer breit angelegten Kooperation bei der Hochtemperaturreaktorentwicklung zu schaffen. Wir sind uns dabei bewußt, daß die Ausfüllung dieses Rahmens jedoch nur durch die unmittelbaren Projektbeteiligten erfolgen kann. Es wird nun bei Ihnen liegen, bei der Industrie, bei den Kernforschungszentren, bei den EVU's die Option zu nutzen, die wir bis heute vorbereitet haben.

DAS NUKLEARE WÄRMESYSTEM HTR IM VERBUND MIT PROZESSWÄRMEANLAGEN UND STROMERZEUGER

Dipl.-Phys. K. Ehlers Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB),
Mannheim

Dr. W. Fröhling Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA),
Dr. N. Kirch Jülich
Prof. R. Schulten

Nach den erfolgreichen Bemühungen um die Vereinheitlichung des Konzeptes der nuklearen Wärmeerzeugersysteme für den Hochtemperaturreaktor steht in Zukunft der Kugelhaufenreaktor als Wärmequelle für stromerzeugende Anlagen mit Gasturbinen sowie für die Prozeßwärmanlagen für die hydrierende Vergasung, für die Wasserdampfvergasung und für Fernenergie zur Verfügung. Diese Ausführungen sollen Ihnen die Gemeinsamkeiten und die unterschiedlichen Anforderungen bei den einzelnen Anwendungen im Hinblick auf den Reaktorkern darstellen. In einer langfristigen Zusammenarbeit zwischen den Industriefirmen und der KFA ist es in den letzten 10 Jahren Schritt für Schritt gelungen, zu einem einheitlichen Auslegungskonzept für den Reaktorkern zu kommen. Brennstoffkreisläufe mit verschiedenen Anreicherungsstufen und mit verschiedener Zusammensetzung des Schwermetallgehaltes sind in den letzten Jahren berechnet worden. Sie geben die Leistung, die Gasein- und Gasaustrittstemperatur, den Heliumdruck, den Schwermetallgehalt und die Art der Zusammensetzung der Brennelemente vor. Sie berücksichtigen die Spezifikation des Abbrandes, die maximal zulässigen Temperaturen und Temperaturgradienten in den Brennelementen. Sie berücksichtigen ferner das Kugelfließen innerhalb des Reaktorkerns. Mit diesen Voraussetzungen lassen sich alle notwendigen Daten der physikalischen Auslegungen bestimmen. Es ergeben sich Resultate über die Temperatur- und Konzentrationsprofile der nuklearen Stoffe bei der Erstbeschickung, bei der Einbrennphase und für den Gleichgewichtszustand des Reaktors. Die Brennstoffausnutzung, die Zusammensetzung und die Konzentration des entladenen Brennelementes werden als weitere Größen bestimmt.

Bild 1 zeigt das grundlegende Reaktorprinzip am Beispiel der PNP-3000 MW Anlage. Dieses Core hat einen Durchmesser von 11 m und 5,5 m zylindrische Höhe und ist mit sechs Kugelabzügen ausgerüstet. Auf diesem Bild sind weiterhin der Aufbau der Brennelemente und eine typische Temperaturverteilung innerhalb der Elemente dargestellt.

Aus den angegebenen Daten geht hervor, daß innerhalb der Partikel eine maximale Temperatur von 1100°C nicht überschritten wird und daß innerhalb der Brennelemente, zwischen der Oberfläche und dem Zentrum des Brennelementkerns, eine Temperaturdifferenz von maximal 100°C herrschen kann. Der einmalige Durchlauf der Brennelemente sorgt für eine assymetrische Leistungsverteilung in Durchlaufrichtung der Brennelemente. Dieser hat zur Folge, daß die Temperaturgradienten im oberen kalten Teil des Reaktors groß sind und im unteren heißen Teil sehr klein werden.

Bild 2 zeigt einen Vergleich der Coredaten der bisherigen Reaktoren AVR und THTR mit dem Prozeßwärmereaktor PR 3000, der unseren bisherigen Machbarkeitsstudien zugrunde liegt, in Form eines einfachen Schemas und einer Tabelle. Aus der Tabelle ist ersichtlich, daß der zugrunde gelegte große Reaktor eine ähnlich Kühlgasaufheizung wie der AVR und eine ähnliche Leistungsdichte wie der THTR aufweist. Ansonsten unterscheiden sich die Reaktoren nur durch die Durchmesser und die Anzahl der Kugelabzüge und der geänderten Beschickungsart.

In Bild 3 wird in Form einer Tabelle noch einmal gezeigt, daß sich in den wichtigsten Daten eine gleiche Konzeption für die verschiedenen Anwendungen erreichen läßt. Nur die Kühlgasaufheizungen und die gewählten Drücke des Primärsystems sind unterschiedliche Merkmale bei den verschiedenen Anwendungen des Reaktors. Die physikalischen, materialtechnischen und thermohydraulischen Auslegungen sind ähnlich. Aufgrund der verschiedenen Temperaturen bei den berechneten Reaktorarten ergeben sich allerdings im Hinblick auf die regeltechnische Auslegung unterschiedliche Systeme, vor allem unterschiedliche Abschaltssysteme, auf die im folgenden noch näher eingegangen wird.

Eine vom PNP-Projekt ausgearbeitete Konzeption für den Reaktorkern ist in Bild 4 dargestellt. Diese Konzeption ist dem THTR weitgehend angepaßt. Die wichtigsten Änderungen betreffen den unteren Teil des Reaktors, da hier einige neuere Kenntnisse über Materialien und über die Beherrschung der hohen Temperaturen für Koaxialleitungen berücksichtigt worden sind. Eine andere wichtige Änderung gegenüber den bisherigen Konzeptionen liegt in der Real-

sierung eines Inspektionsspalt es zwischen den Reaktoreinbauten und der inneren Oberfläche des Spannbetonbehälters. Das PNP-Projekt geht davon aus, daß eine volle Zugänglichkeit und eine, wenn auch aufwendige Reparierbarkeit, aller Teile des Primärkreislaufs gewährleistet sein muß.

In Bild 5 sind einige Ergebnisse und die Realisierung des Abschalt systems für das PNP-3000 MW Core dargestellt. Man unterscheidet den kurz- und den langzeitigen Einsatz der Abschalt systeme. Die Zahlen lassen erkennen, daß die Kurzzeitabschaltung mit einer Reaktivitätsverminderung von 2,7 % durch eine Bewegung der Abschaltstäbe im oberen Hohlraum realisiert werden kann. Der Einschub von 156 Abschaltstäben in eine Tiefe von 4,5 m dient der Langzeitabschaltung, die in einem Zeitraum von Stunden durchgeführt werden muß. Der Forderung von 19 % Abschaltreaktivität steht ein Angebot von 26 % durch die genannte Anzahl von Corestäben gegenüber. Zusätzlich ist für den Reaktor als Notabschalt system mit geringer Einsatzwahrscheinlichkeit das KLAK-System vorgesehen, das den Reaktor mit einer Reaktivitätsverminderung von ca. 20 % abschalten kann.

Zeitweilig ist in der Vergangenheit die Belastung des Seitenreflektors als eine kritische Frage angesehen worden. Diese Problematik ergibt sich durch die Eigenart der OTTO-Beschickung, die die Leistungserzeugung und damit auch den schnellen Neutronenfluß in den oberen Bereich des Reaktors verschiebt. In Bild 6 sind neben der Temperatur des Reflektors, die Dosisleistung und die zulässige Dosis der schnellen Neutronen aufgetragen. Die Berechnungen gelten für eine Vollast-Betriebszeit von 32 Jahren. Aus dem Bild ist ersichtlich, daß in einer Reflektorposition 1 m unterhalb der Kugelhaufenoberfläche die Kurve für die zulässige Dosis mit der zu erwartenden Dosis sich überschneidet. Diese Ergebnisse können aus dem Schrumpfverhalten von Graphit in Abhängigkeit der Dosis und der Temperatur im unteren Teil des Bildes entnommen werden. Im unteren Teil des Bildes ist auch dargestellt, daß die starke Dosisbelastung durch schnelle Neutronen nur einen kleinen Teil des Reflektors betrifft. Hier wird gezeigt, daß nur die ersten 5 cm, gerechnet von der inneren Oberfläche des Reflektors an, eine Dosisbelastung in der angegebenen Höhe erleiden muß.

Es wird erwartet, daß in diesem Bereich des Reflektors kein wesentlicher Schaden eintritt, sondern lediglich eine Abtragung der inneren Oberfläche des Reflektors durch Stauberzeugung im Laufe der letzten Betriebsjahre des Reaktors eintritt.

Die für den Reaktorbau außerordentlich wichtigen dynamischen Untersuchungen konnten ebenso im Laufe der letzten Jahre auf einen guten Stand gebracht werden. Als ein wesentliches Resultat ist in Bild 7 das dynamische Verhalten des Reaktors bei einem Einbruch von 10 t Wasser bzw. Wasserdampf dargestellt. Aus der oberen Kurve ergibt sich, daß kurzzeitig die Leistung des Reaktors sehr stark ansteigt. Die untere Kurve dagegen zeigt, daß bei diesem Prozeß die Temperaturen der Brennelemente nur in einer solchen Weise ansteigen, daß sie mit den Auslegungskriterien des Reaktors vereinbar sind. Der Einbruch von 10 t Wasser bedeutet einen extremen Störfall, der durch die entsprechenden Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerkes außerordentlich unwahrscheinlich gemacht wird.

Umfangreiche Rechnungen dienten dazu, die bekannte Wechselwirkung zwischen Neutronenfluß und der Konzentrationsänderung des Xenons aufzuklären. Es ist bekannt, daß im Gegensatz zu anderen Reaktortypen, wie DWR, axiale Schwingungsvorgänge des Neutronenflusses im HTR ausgeschlossen sind. Am ehesten werden noch die azimuthalen Schwingungen angeregt. Durch theoretische Arbeiten und durch eine Überprüfung in dem kritischen Experiment konnte nachgewiesen werden, daß diese Schwingungen, die sich in einem Zeitbereich von einigen Stunden abspielen können, durch Meßeinrichtungen frühzeitig erkannt und durch einen entsprechenden Einsatz der Abschaltstäbe abgefangen werden können.

Ein umfangreiches, langfristiges Programm hat sich mit der Frage der Freisetzung und Ablagerung von radioaktiven Stoffen befaßt. Durch ein nunmehr seit 10 Jahren durchgeführtes breites experimentelles Programm sind die Freisetzungsparameter und der zugehörige physikalisch-chemischen Mechanismen in einem erfreulichen Umfang geklärt. Hinzu kommt noch, daß gerade für dieses Gebiet der AVR sehr umfangreiche Datensammlungen zur Verfügung stellen konnte. Es war daher möglich, durch eine große Anzahl von theore-

tischen Arbeiten ein geschlossenes Rechenprogramm für diesen Problemkreis zu erstellen. Die theoretischen Ergebnisse konnten sowohl mit den vielfach durchgeführten Bestrahlungsexperimenten in Kreislaufeinrichtungen als auch mit den wirklichen Verhältnissen im AVR Reaktor verglichen werden. Aufgrund dieser Vergleiche von Theorie und experimentelle Erfahrungen dürfen wir heute davon ausgehen, daß für die verschiedenen Brennelementtypen unter den verschiedenen Bedingungen der Temperatur- und Leistungsbelastungen ausreichende Kenntnisse für die Ermittlung der zu erwartenden Spaltproduktfreisetzung vorliegen.

Durch die in den letzten Jahren durchgeführten Arbeiten ist es gelungen, einen einheitlichen Reaktorkern für die verschiedenen Anwendungsgebiete des HTRs zu entwickeln. Unterschiede in den Auslegungen ergeben sich lediglich durch die unterschiedliche Wahl der Temperaturprofile und des Druckes des Wärmeübertragungsmittels. Die unterschiedlichen Temperaturprofile ihrerseits erfordern eine verschiedenartige Auslegung der Regel- und Abschaltssysteme.

Die umfangreichen F+E-Arbeiten und die Entwicklung von Rechenprogrammen für die Auslegung des Reaktorkerns können einheitlich für die unterschiedlichen Anwendungen des Reaktors eingesetzt werden.

HOCHTEMPERATURREAKTOR ALS WÄRMEQUELLE

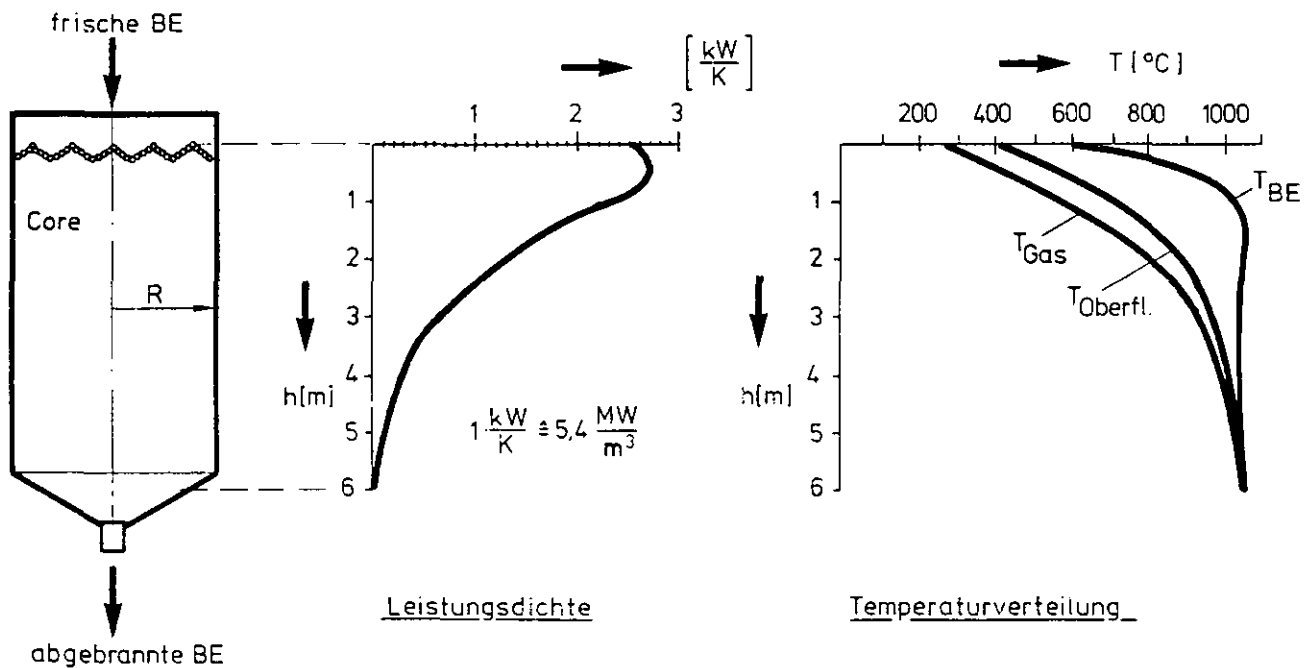
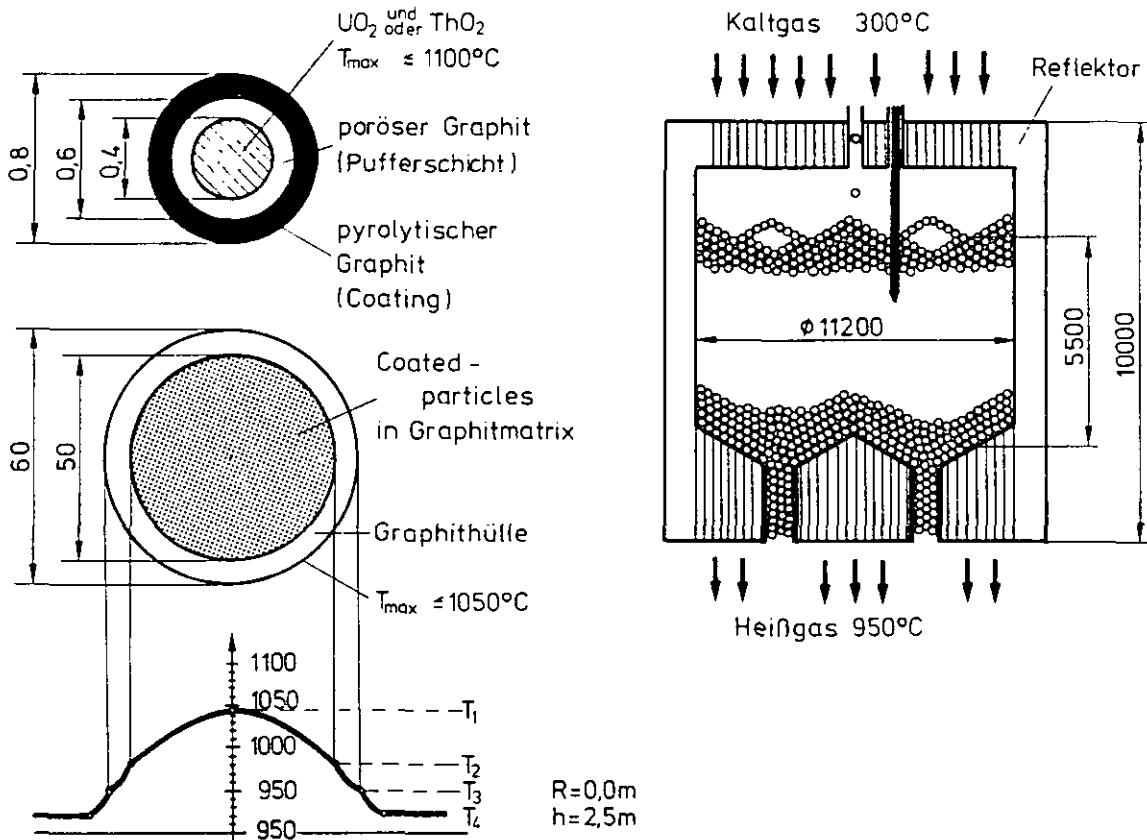
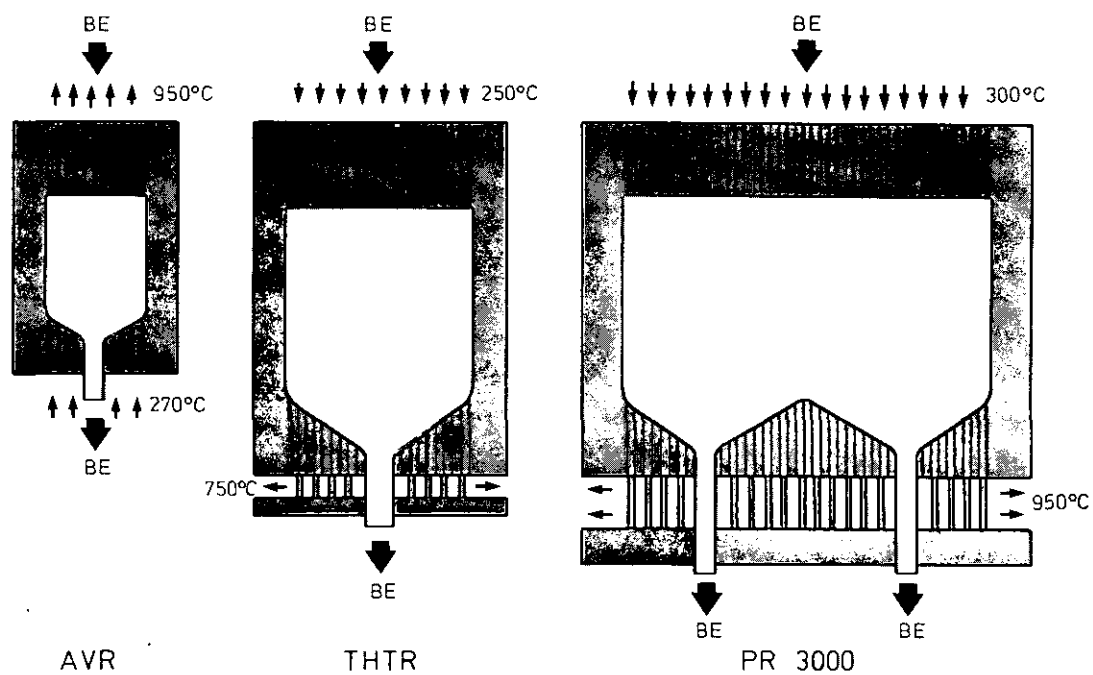


Bild 1: Grundprinzipien des Hochtemperaturreaktors als Wärmequelle



Daten	Dimension	AVR	THTR	PR 3000
Thermische Leistung	MW	46	750	3000
Kühlgas-aufheizung	°C	270 → 950	250 → 750	300 → 950
Coreleistungs-dichte	$\frac{\text{MW}}{\text{m}^3}$	2,6	6	5,5
Druck	bar	10,8	40	40
Coredurch-messer	m	3	5,6	11,2
Corehöhe	m	2,8	5,1	5,5
Zahl der Kugeln	—	$\sim 10^5$	$6,75 \cdot 10^5$	$2,95 \cdot 10^6$
Zahl der Abzüge	—	1	1	6
Beschik-kungsart	—	Mehrfach - durchlauf	Mehrfach - durchlauf	Einmal - durchlauf

Bild 2: Größen- und Datenvergleich verschiedener Hochtemperaturreaktoren

Coredaten

Daten	Dimension	HTR-Zweikreis	HTR-Einkreis	HTR-Prozesswärme
Core-leistung	MW	3000	3000	3000
Leistungs-dichte	$\frac{\text{MW}}{\text{m}^3}$	5,5	5,5	5,5
Kühlgas-aufheizung	°C	250 → 750	450 → 850	300 → 950
Kühlgas-druck	bar	60	70	40
Corehöhe	m	5,5	5,5	5,5
Coredurch-messer	m	11,2	11,2	11,2
Zahl der Abzüge	—	6	6	6
Art der Beschickung	—	Einfach-durchlauf	Einfach-durchlauf	Einfach-durchlauf
Temperatur Coreboden	°C	750	850	950

Bild 3: Coredaten

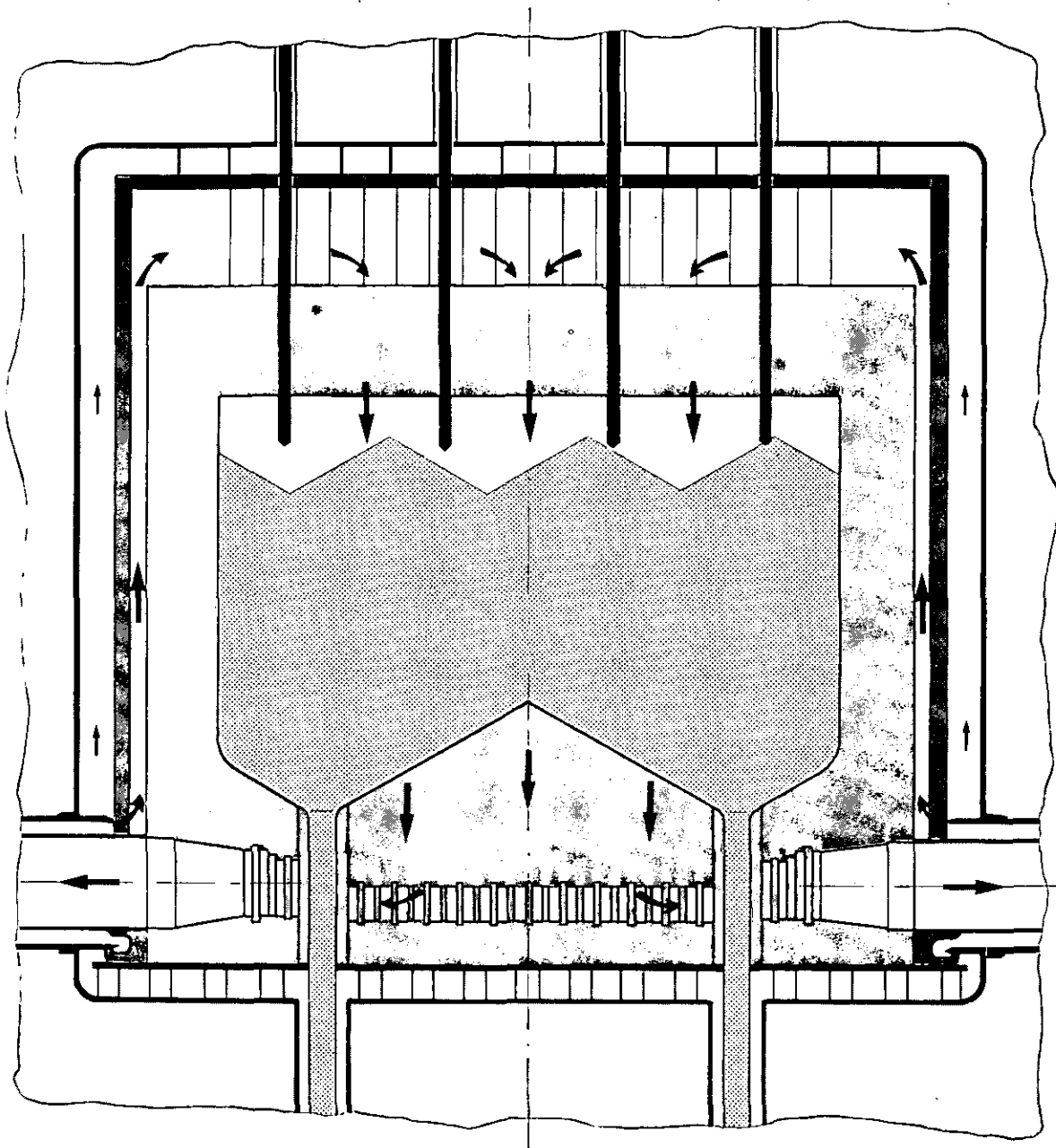
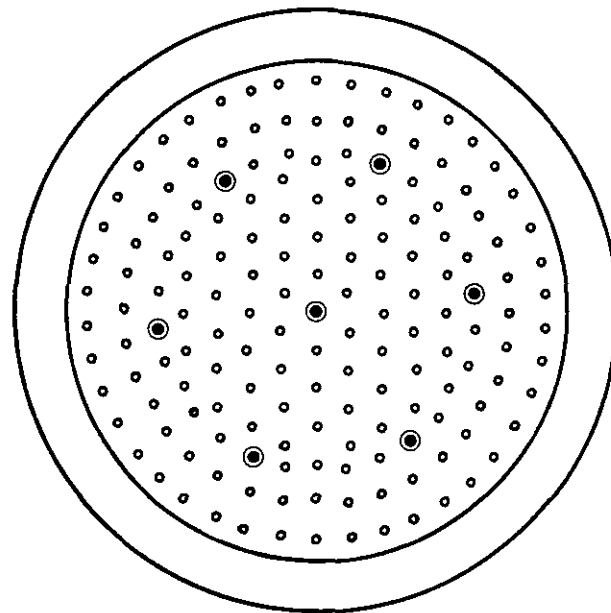


Bild 4: Grundprinzip des PR 3000

PNP-Abschaltkonzept (3000 MW_{th})



- Corestäbe
- KLAK-Positionen

Abschaltssysteme

- a) 156 Corestäbe, max. 4,5m tief 26%
- b) KLAK 20%

Reaktivitätsanforderungen

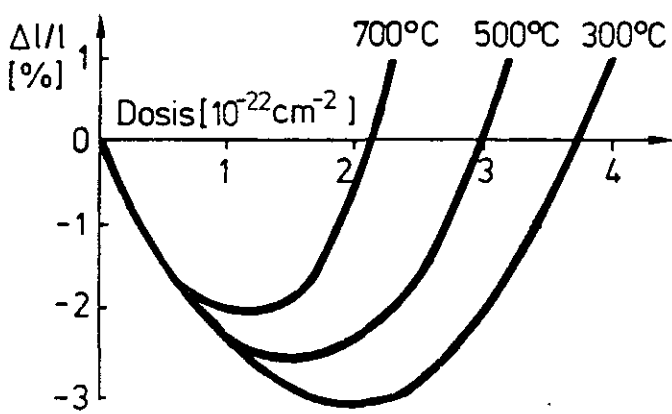
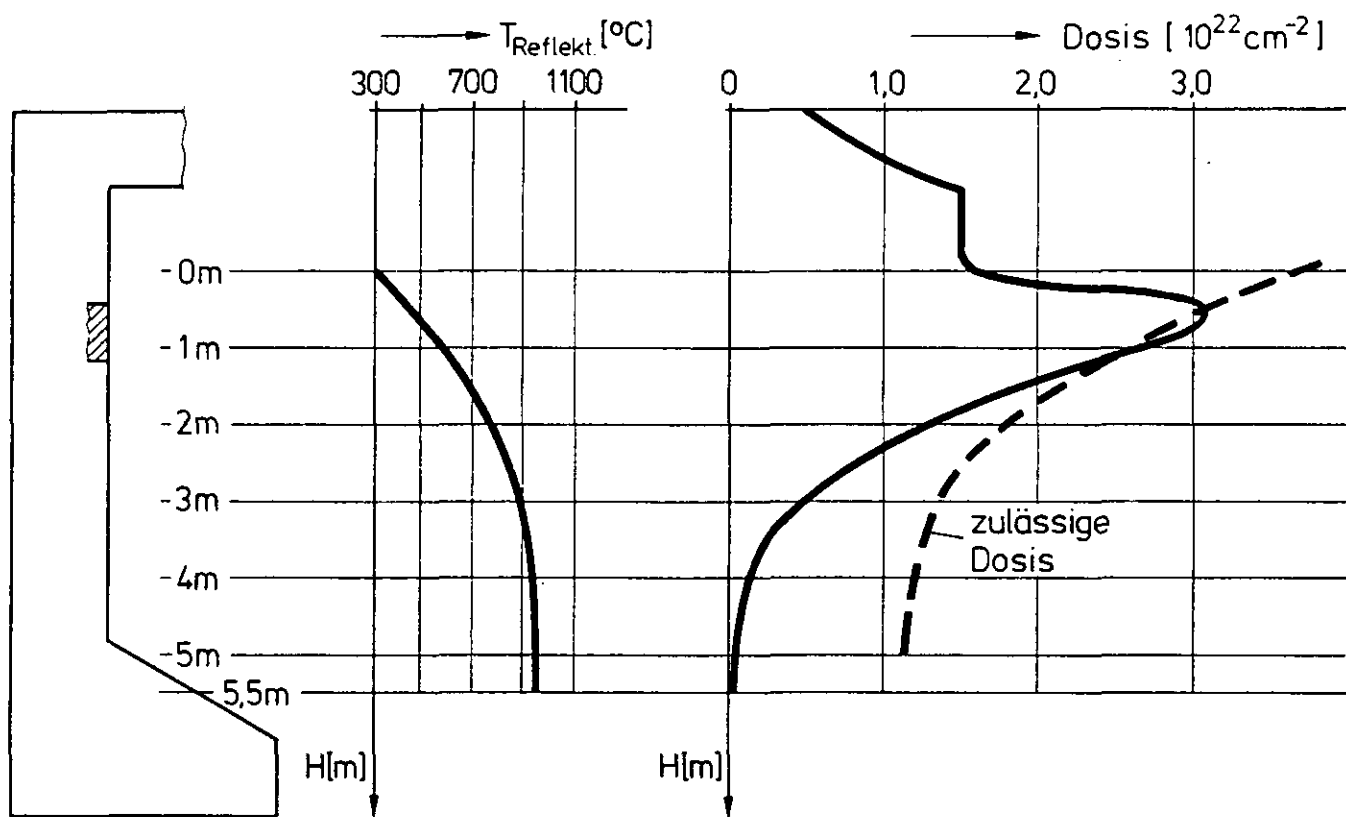
- 1) Kurzzeitig - heiß - unterkritisch (schnell) 2,7%
- 2) Langzeitig - kalt - unterkritisch (langsam) 19%

Erfüllung der Reaktivitätsanforderungen

- 1) Kurzzeitig - heiß - unterkritisch: 156 Corestäbe im oberen Hohlraum (3%)
- 2) Langzeitig - kalt - unterkritisch $\left\{ \begin{array}{l} 156 \text{ Corestäbe, 4,5m tief} \\ \text{KLAK (Notmaßnahme)} \end{array} \right.$

Bild 5: PNP-Abschaltkonzept (3000 MW_{th})

Dosisbeanspruchung des Reflektors



Schrumpfverhalten von Graphit

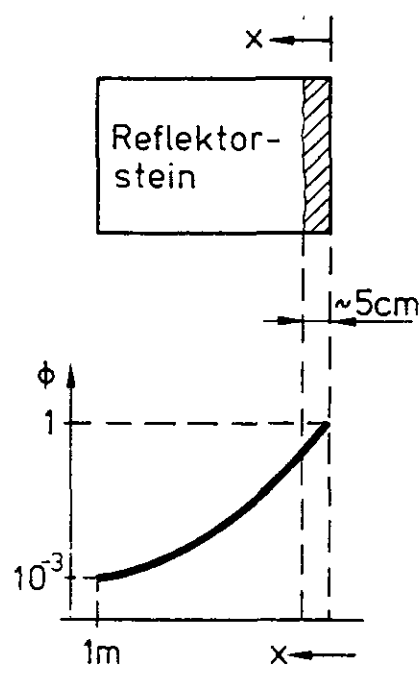
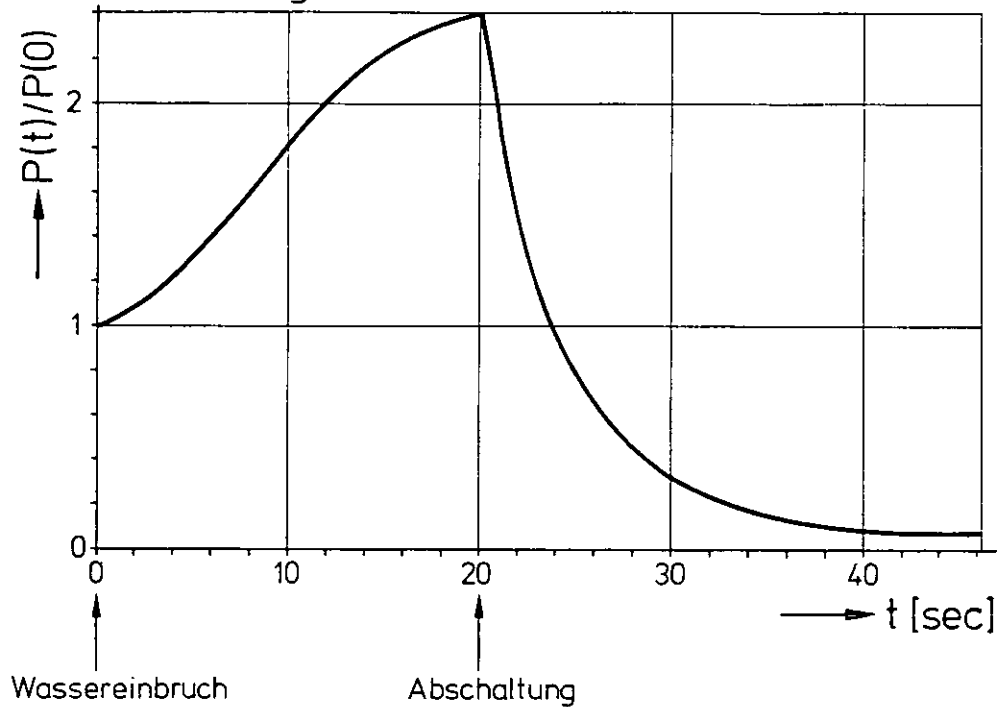


Bild 6: Dosisbeanspruchung des Reflektors

Wassereinbruch ins Core (10 t)

Reaktorleistung



Brennstofftemperatur

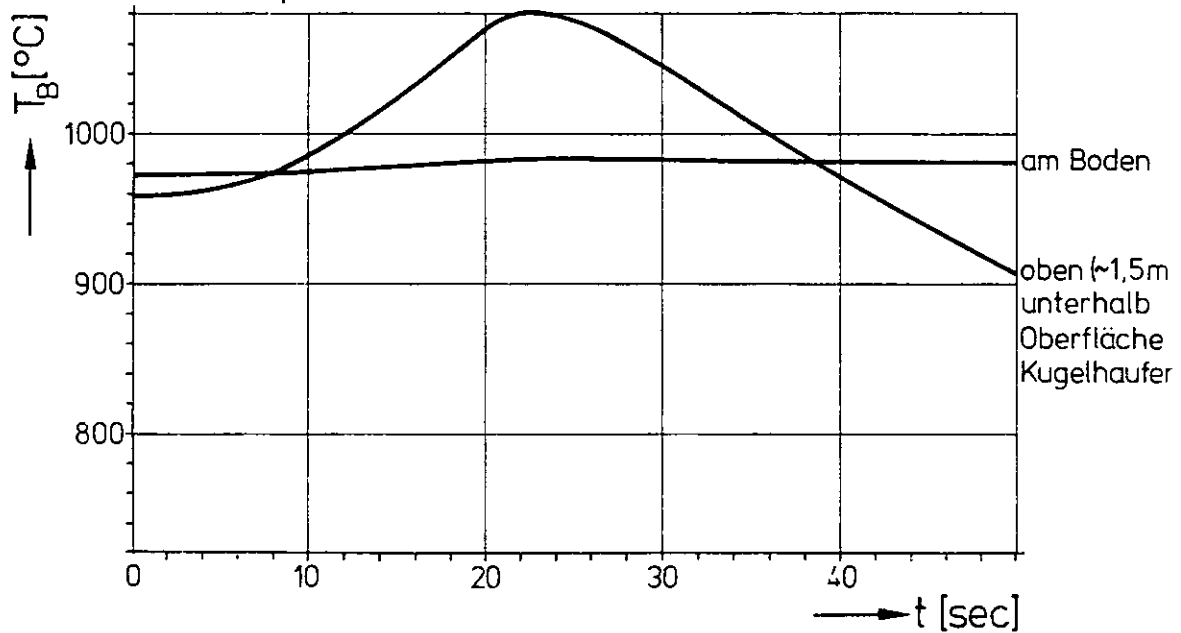


Bild 7: Wassereinbruch ins Core

ERGEBNISSE AUS DEN F+E-TÄTIGKEITEN ZU DEN HTR-PROJEKTEN PNP, HHT UND NFE

Prof.C.B. v.d.Decken	Kernforschungsanlage Jülich GmbH(KFA), Jülich
Dr.G. Lange	Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB), Jülich
Dipl.-Ing. H.-A.Leising	Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor- Technik (GHT), Bensberg

Ich habe die Aufgabe, Ihnen über die Forschungs- und Entwicklungstätigkeit der HTR-Projekte PNP, HHT und NFE zu berichten. Es ist unmöglich, in der zur Verfügung stehenden kurzen Zeit auch nur zu versuchen, Ihnen über die außerordentlich große Zahl von Arbeiten und Ergebnissen der letzten Jahre einen Überblick zu geben. Für einen solchen Überblick bleibt mir nichts anderes übrig, als Sie auf die schriftlich vorliegenden Jahres- und Statusberichte der Projekte zu verweisen.

Statt dessen möchte ich Ihnen über eine kleine Auswahl von besonders wichtigen Ergebnissen berichten, wobei schon diese Auswahl wiederum willkürlich ist. Die Bedeutung der Ergebnisse der zahlreichen hier nicht erwähnten Arbeiten zum HTR wird durch diese Auswahl nicht berührt. Die Auswahl ist keine Wertung.

In meinem Vortrag werde ich auf folgende Ergebnisse eingehen:

1. Fragestellungen, die sich aus der Extrapolierbarkeit zu großen Anlagen (3000 MW) ergeben
 - a) Kugelfließen
 - b) Abschaltssystem
2. Spaltproduktverhalten
 - Kontaminationsverteilung

3. Sicherheitsfragen

- a) Integrität der Brennelemente bei Störfalltemperaturen
- b) Messung der Wärmeleitfähigkeit von Kugelschüttungen bei hohen Temperaturen
- c) Entwicklung und Erprobung eines Rechenprogrammes zur Berechnung von Störfalltemperaturen

Ein weiteres wichtiges Gebiet, das der Heißgasleitung, habe ich nach langem Zögern nicht aufgenommen, da es mir nicht gelang, dieses vielschichtige Thema und die große Zahl der Ergebnisse in der hier notwendigen sehr kurzen Form verständlich darzustellen.

Mit der Entscheidung, für die verschiedenen HTR-Projekte in Deutschland den HTR mit kugelförmigen Brennelementen zugrunde zu legen, war mit den Erfahrungen des THTR zu prüfen, ob zusätzliche Probleme beim Übergang zu Leistungsgrößen bis zu 3000 WM_{th} auftreten, wobei die Fragen des Kugelfließens und der Abschaltung des Reaktors im Vordergrund standen. Auf diese beiden Fragen, das Kugelfließen und der sicheren Abschaltung des Reaktors, möchte ich eingehen.

Bezüglich des Kugelfließens war die Frage zu beantworten, ob auch in einem großen Reaktor-Core bei OTTO-Beschickung mit mehreren Abzugsrohren durch entsprechende Formgebung das Kugelfließen so gleichmäßig erfolgt, daß auf der einen Seite eine hinreichende gleichmäßige Gastemperaturverteilung zu erwarten, auf der anderen Seite der Abbrand der Brennelemente hinreichend gleichmäßig ist.

In einem 1 : 6 Modell eines 3000-MW-Kugelhaufenreaktors mit 6 Abzügen wurden dazu Verweilspektren von Brennelementen gemessen. Experimentell geht man so vor, daß man auf die Oberfläche eines Kugelhaufens in

verschiedenen radialen Positionen besonders gekennzeichnete Testkugeln auflegt und dann den Kugelhaufen umwälzt. Die Zahl der pro Zeitintervall am Coreausgang erscheinenden Testkugeln ist in Abhängigkeit zum umgewälzten Corevolumen in Bild 1 dargestellt.

Die Verweilspektren im THTR mit einem Abzugsrohr und eines Kugelhaufencores mit 6 Abzügen sind übereinander gezeichnet. Das Ergebnis ist, daß das Verweilspektrum der Brennelemente des großen Reaktors kompakter ist, d. h. die Austragung der Testkugeln beginnt später und endet früher als im THTR.

Die Kugeln fließen im großen Reaktor mit 6 Abzügen auf verschiedenen Radien gleichmäßiger, wir haben also bei großen Reaktoren keine zusätzlichen Probleme in dieser Richtung zu erwarten.

Die Frage nach der Möglichkeit des sicheren Abschaltens eines großen Kugelhaufenreaktors hat mehrere Aspekte. Basierend auf den Kenntnissen des THTR-Reaktors war zunächst die Frage zu untersuchen, welche Kräfte erforderlich sind, um bei geometrisch größeren Kugelbetten die Hubabschaltstäbe in den Kugelhaufen einzufahren.

In Bild 2 sind die gemessenen Gesamtkräfte für R1-Stäbe, das sind die dem Corezentrum nächsten, für den THTR-Reaktor und einen 3000-MW-Kugelhaufenreaktor mit 6 Abzügen für eine Einfahrt dargestellt. Die an Modellen gemessenen Kräfte wurden dabei mit geprüften Verfahren unter standardisierten Bedingungen, d. h. 0,06 bar Druckabfall und NH_3 -Einspeisung, auf den Reaktor hochgerechnet.

Das Bild zeigt, daß die Einfahrkräfte für die R1-Stäbe eines großen Reaktors unter denen des THTR liegen - dies gilt bis zu etwa 4 m Einfahrtiefe. Weiteres Einfahren läßt die Kräfte stärker als bei THTR ansteigen. Der Grund liegt darin, daß die R1-Stäbe über der zentralen kegeligen Erhebung im Zentrum des 6-Loch-Corebodens angeordnet sind. Bei größeren Ein-

fahrtiefen nähern sich die R1-Stäbe dem Bodenbereich stark an. Die Brennelemente können nicht mehr ausweichen, was zu einem Anstieg der Kräfte führt. Für einen großen Reaktor mit OTTO-Beschickung ist also eine Einfahrtiefe der Stäbe von 4 m voll ausreichend.

Als Fazit ist festzustellen:

Beim großen Kugelhaufenreaktor werden keine größeren Kräfte für das Einfahren der Abschaltstäbe als bei THTR benötigt.

Beim THTR gibt es zwei verschiedene unabhängige Abschaltssysteme, nämlich die Corestäbe und die Reflektorstäbe. Damit sind Fehler aus gemeinsamer technischer Ursache (common mode failure) ausgeschlossen. Diese Lösung ist bei großen Reaktoren nicht mehr ausreichend, da die Abschaltwirkung von Stäben im Reflektor zu klein wird.

Es wurden deshalb andere Abschalteinrichtungen in die Überlegungen einbezogen.

Zwei zum Hubstabsystem diversitäre Abschalteinrichtungen wurden untersucht:

Die Drehstäbe und die Abschaltmöglichkeit mit kleinen Absorberkugeln, genannt "KLAK".

Frühere Messungen der bei einem Drehstab zwischen Stab und Kugel auftretenden Kräfte konnten dahingehend bestätigt werden, daß diese Kräfte kleiner sind als beim Hubstab. Beim Eindrehen der Drehstäbe in den Kugelhaufen werden aber einige Kugeln in der unmittelbaren Nachbarschaft der Stäbe entgegen ihrer normalen Bewegungsrichtung bei jedem Einfahrtvorgang der Stäbe nach oben gefördert. Die entscheidende Frage war, ob durch diesen Förderungseffekt die Verteilung der Kugeln im Core durch das Einfahren der Stäbe unzulässig gestört wird. Entsprechende

Modellmessungen haben ergeben, daß diese Störung der Kugelverteilung auch bei mehrmaligem Einfahren der Drehstäbe so klein ist, daß sie toleriert werden kann.

Eine andere zu den Stäben diversitäre Abschaltvorrichtung benutzt die Tatsache, daß kleine Kugeln, die von oben auf eine Kugelschüttung aufgegeben werden, in diese eindringen und bei richtiger Dimensionierung statistisch verteilt in der Brennelementkugelschüttung liegen bleiben.

Die Ergebnisse der Messungen an einem solchen System zeigt in Abbildung 3 links die axiale Verteilung der auf diese Weise in eine Kugelschüttung eingebrachten kleinen Kugeln, gemessen in einem Modellversuch im Maßstab 1 : 3,75, bei dem die geometrischen Dimensionen eines Reaktorcores nachgebildet wurden. Wir erkennen ein Maximum der Dichte der kleinen Kugeln im oberen Teil des Cores. Die Verteilung entspricht in fast idealer Weise der Neutronenflußverteilung eines nach dem OTTO-Prinzip beschickten Reaktorcores.

Auf der rechten Seite der Abbildung 3 ist der Fall dargestellt, daß die Abschaltstäbe in einen Kugelhaufen einfahren und statt der Kleinabsorberkugeln die Abschaltwirkung übernehmen. Diese Situation ist beim Wiederaufstart des Reaktors zu verwenden. Zu prüfen war, wie sich die KLAG verhalten. In der Darstellung sind die Stäbe von oben in das Core teilweise eingedrungen. Man erkennt, daß die kleinen Kugeln sehr nahe vor den Spitzen der Stäbe her nach unten zurückweichen. Eine Übernahme der Abschaltwirkung durch die Stäbe erscheint nach diesem Befund gegeben.

Dieser Effekt des Zurückweichens der kleinen Kugeln vor den Stäben kann auch genutzt werden, um die kleinen Absorberkugeln aus dem Core beim Wiederaufstart des Reaktors zu entfernen.

Auch der Einfluß eines Erdbebens auf eine solche Abschaltvorrichtung mit kleinen Kugeln wurde untersucht. In Modellversuchen zeigte sich, daß selbst bei Erdbebenbeschleunigungen von 0,4 g - ein Erdbeben mit einer solch

hohen Beschleunigung kann in Deutschland nicht auftreten - genügend kleine Kugeln in der Schüttung verbleiben, um die Abschaltwirkung aufrechtzuerhalten. Diese Untersuchungen wurden durchgeführt, obwohl die Wahrscheinlichkeit für die Koinzidenz des Einsatzes dieser Notabschalteinrichtung und eines Erdbebens derartiger Stärke so klein ist, daß sie zu den extrem hypothetischen Ereignissen gezählt werden muß.

Zusammenfassend kann also gesagt werden, daß heute mehrere diversitäre Abschalteinrichtungen für den Kugelhaufenreaktor zur Verfügung stehen, die sich für ein konkretes Projekt in optimaler Weise zu einem Gesamtabschaltsystem kombinieren lassen.

Als nächsten Problemkreis möchte ich auf den Spaltprodukttransport und die Ablagerung im Primärkreislauf der HTR-Reaktoren eingehen. Die Ergebnisse bezüglich der Spaltproduktfreisetzung aus den Brennelementen werden in einem anderen Vortrag diskutiert.

Durch eine große Anzahl von Experimenten und entsprechende theoretische Arbeiten ist es gelungen, ein physikalisches Modell über das Verhalten der Spaltprodukte zu erstellen.

Die Richtigkeit und Anwendbarkeit dieses Modell konnte durch viele Experimente bestätigt werden. Darüber hinaus gelang es, eine analytische Lösung für dieses außerordentlich komplexe System von Differentialgleichungen zu finden. Diese analytische Lösung gestattet es, u. a. mit sehr kleinem Rechenmaschinenaufwand das Spaltproduktverhalten in kompletten Reaktorkreisläufen zu berechnen. Die Abbildung 4 zeigt das Ergebnis einer solchen Rechnung für einen PR 3000 MW-Reaktor als Beispiel.

Ich kann nur auf einige wenige wichtige Aussagen, die aus diesen Arbeiten gewonnen wurden, eingehen.

Bei den älteren Modellvorstellungen wurde nur adsorptive Wechselwirkung der Spaltprodukte mit den Komponentenoberflächen berücksichtigt. Die neueren Arbeiten berücksichtigen zusätzlich, daß Spaltprodukte wie Cäsium und Silber in das Material der Komponenten eindiffundieren können. Dadurch kann die Kontamination der Oberflächen des heißen Teiles des Primärkreislaufes erheblich werden. Das bedeutet, daß die Konzepte und Konstruktionen der HTR-Anlagen die Tatsache der gegenüber früheren Vorstellungen stärkeren Kontamination der heißen Bereiche der Primärgaskreisläufe berücksichtigen müssen. Hier werden z. B. bei der Frage, ob sich eine Heliumturbine für Inspektions-, Wartung- und Reparaturarbeiten hinreichend dekontaminieren läßt, eine Reihe von Problemen noch zu klären sein.

Weiter kann aus den Ergebnissen der Arbeiten der Schluß gezogen werden, daß der kalte Teil des Primärkreislaufes relativ gering kontaminiert wird. Dies könnte unter entsprechenden sonstigen Voraussetzungen die Möglichkeit der Inspektion des Liners erleichtern.

Bezüglich der Störfallbetrachtungen ist ein wesentliches Ergebnis der Arbeiten, daß bei einer großen Anzahl auch schwerer unterstellter Störfallabläufe die Desorption der Spaltprodukte von den Oberflächen des Kreislaufes entweder sehr gering ist oder sehr langsam vor sich geht, so daß die Abgabe von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter bei solchen Störfällen außerordentlich gering ist.

Ich komme nun zum letzten Problemkreis, über den ich berichten möchte.

In der letzten Zeit spielen bei Sicherheitsdiskussionen die sogenannten hypothetischen Unfälle bei allen Kernkraftanlagen eine immer größere Rolle. Einer der hypothetischen Unfälle, der beim HTR diskutiert wird, ist die ungehinderte Core-Aufheizung bei abgeschaltetem Reaktor, die nur dann möglich wäre, wenn das Nachwärmeabfuhrsystem vollständig versagt und über viele Stunden keine Eingriffe in das System möglich sind. Zusätzlich erschwerende Randbedingungen, die für einen solchen Unfall diskutiert

werden, können hier nicht im einzelnen aufgeführt werden. Ich möchte aber über einige Ergebnisse berichten, die für einen solchen Unfall ungehinderter Core-Aufheizung besonders interessant sind.

Bisher unterstellte man, daß die coated particles bei einer Temperatur von ca. 1800°C versagen. Diese Annahme basierte auf Experimenten, bei denen einzelne Partikeln relativ schnell auf Störfalltemperaturen aufgeheizt wurden. Neuere Experimente, bei denen komplette Brennelemente mit einer langsamen Temperaturtransiente, wie sie der Störfallsituation entspricht, aufgeheizt wurden, ergaben, daß unter diesen Bedingungen die Partikeln erst bei Temperaturen über 2500°C versagen.

Ein weiteres Ergebnis:

Bei der Berechnung der Temperaturen, die ein Kugelhaufen-Core bei ungehinderter Core-Aufheizung maximal annehmen kann, spielt die effektive Wärmeleitfähigkeit der Kugelschüttung bei hohen Temperaturen eine entscheidende Rolle. Diese effektive Wärmeleitfähigkeit wurde bisher aus Modellvorstellungen, die für tiefe Temperaturen erarbeitet sind, extrapoliert. Diese Extrapolation zu hohen Temperaturen ist sehr problematisch. Erste Ergebnisse der Messung der effektiven Wärmeleitfähigkeit bei hohen Temperaturen zeigen, Bild 5, daß die Wärmeleitfähigkeit um 20 bis 30 % größer ist als bisher angenommen. Entsprechend verringern sich auch die maximalen Temperaturen, die bei einer ungehinderten Core-aufheizung auftreten können.

Weiterhin wurde ein Rechenprogramm erstellt, das die Temperaturverteilung unter diesen extremen Bedingungen, insbesondere unter Berücksichtigung der Gaskonvektion, beschreibt. Dieses Rechenprogramm konnte an einem Modell eines Kugelhaufens durch Experimente getestet werden und hat sich sehr gut bewährt. Mit diesem Programm und unter Berücksichtigung der höheren Wärmeleitfähigkeit der Kugelschüttung wurden die Temperaturen für einen Unfall mit ungehinderter Core-Aufheizung

neu berechnet. Das Ergebnis ist in Bild 6 für einen Reaktor mit 500 MW_{th}-Leistung, wie er dem geplanten Prototyp-Reaktor entspricht, dargestellt. Die maximale Core-Temperatur, nur ein kleiner Teil der Brennelemente kann diese Temperatur erreichen, bleibt mit 2100 °C weit unter 2500 °C. Zusammen mit dem Ergebnis der Aufheizversuche von Brennelementen bedeutet dies, daß man bei einem hypothetischen ungehinderten Core-Aufheizen nicht mit dem Versagen der Brennstoffteilchen zu rechnen hat.

Bei einem solche Core-Aufheizen muß zwar durch Diffusion von Caesium mit einer Abgabe von Aktivität in den Sicherheitsbehälter gerechnet werden. Die in den Sicherheitsbehälter und damit in die Umgebung abgegebene Menge an Aktivität bleibt aber bei einem solchen hypothetischen Störfall sehr klein.

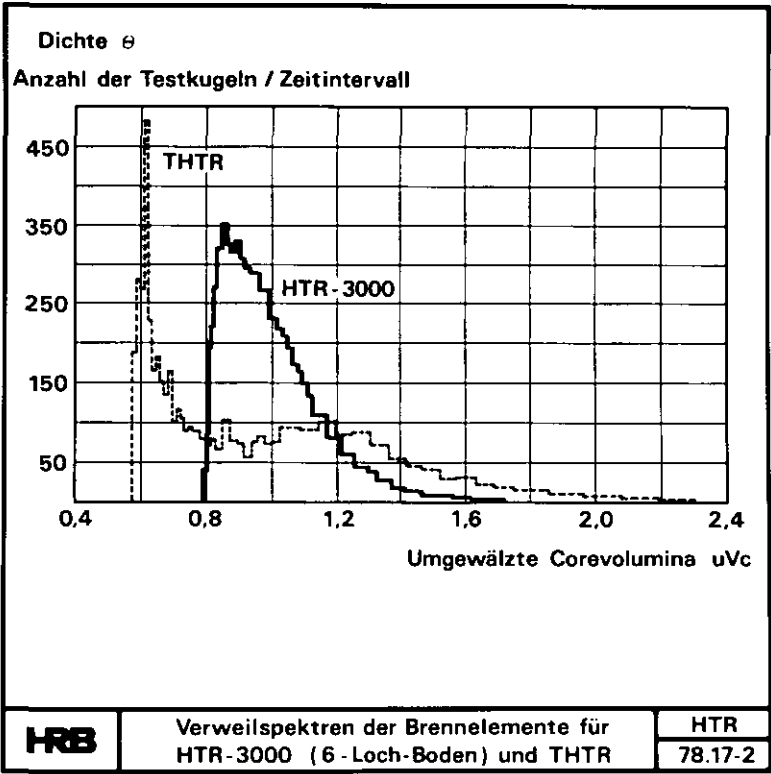


Bild 1

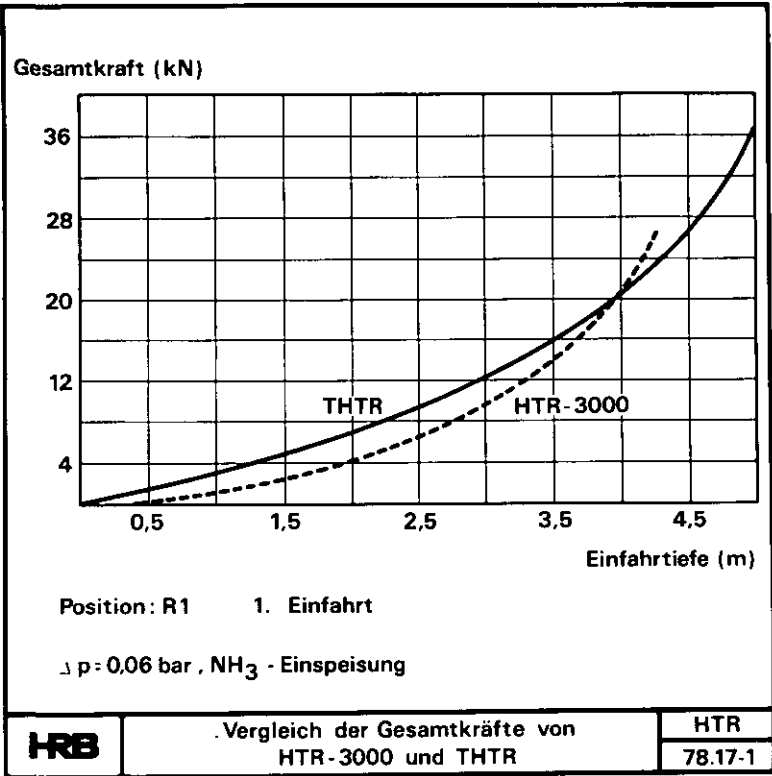


Bild 2

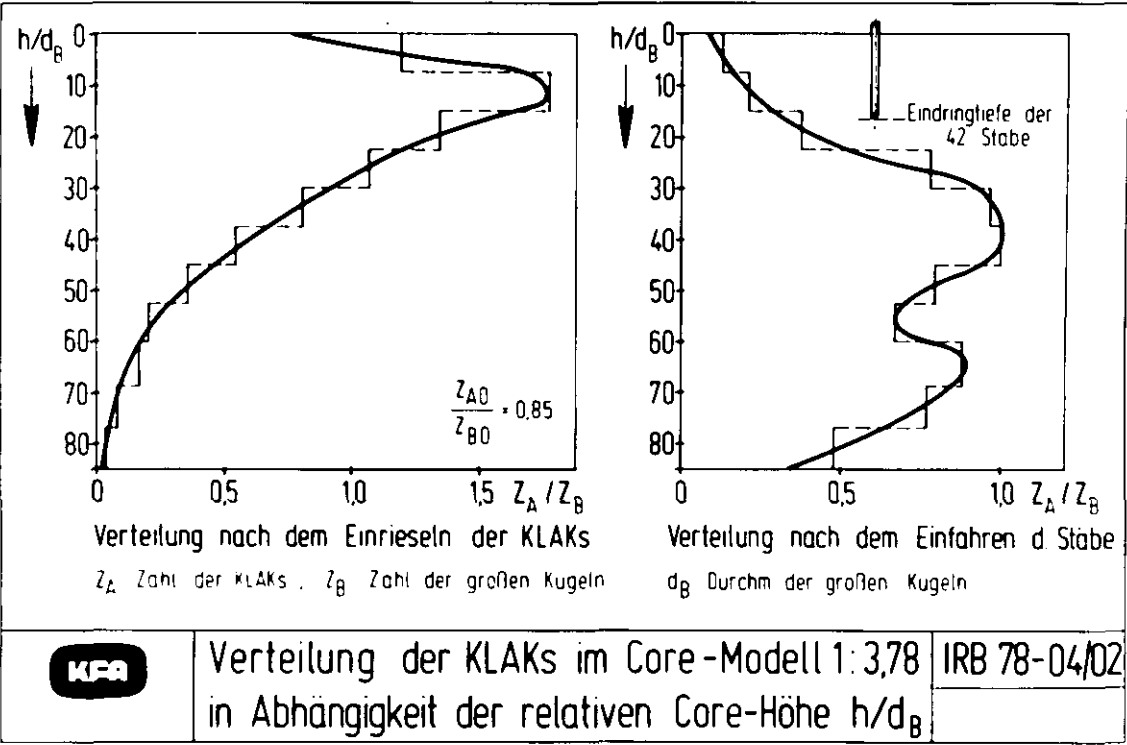


Bild 3

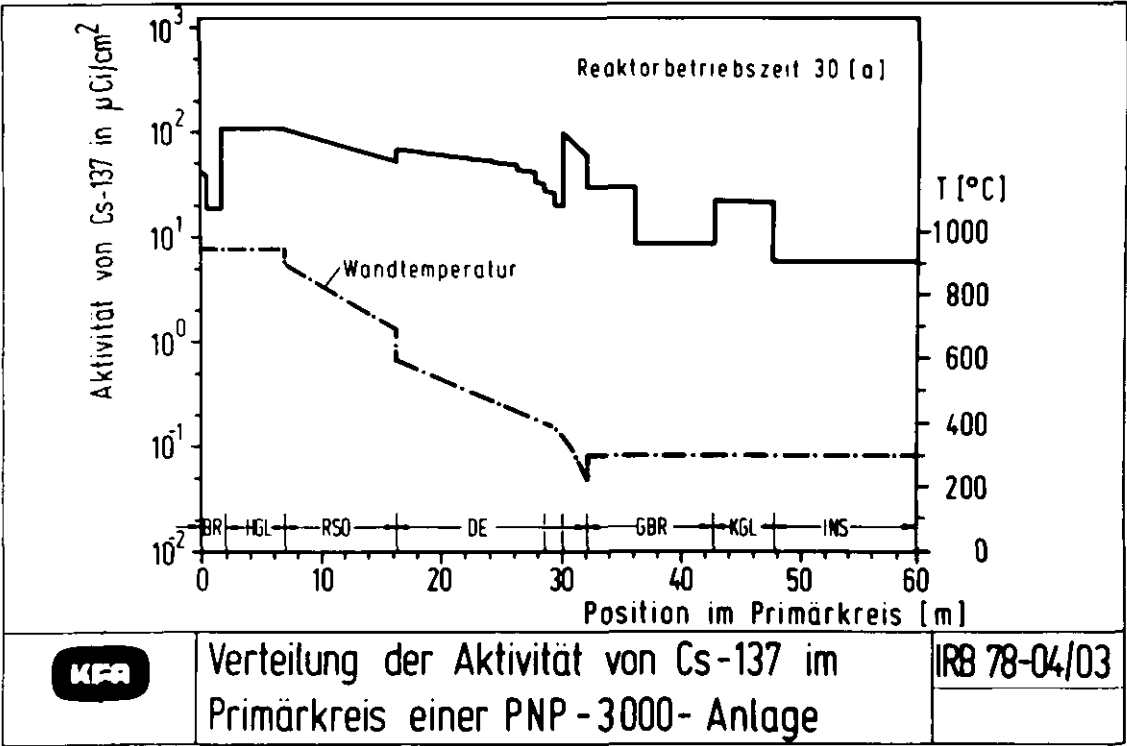


Bild 4

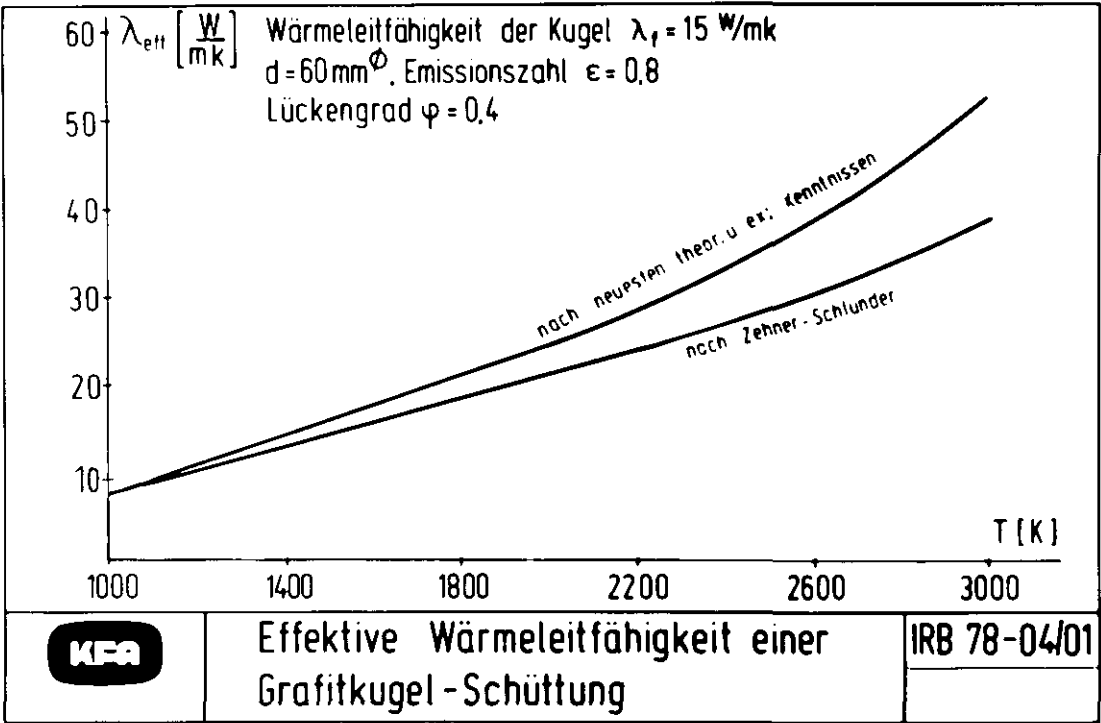


Bild 5

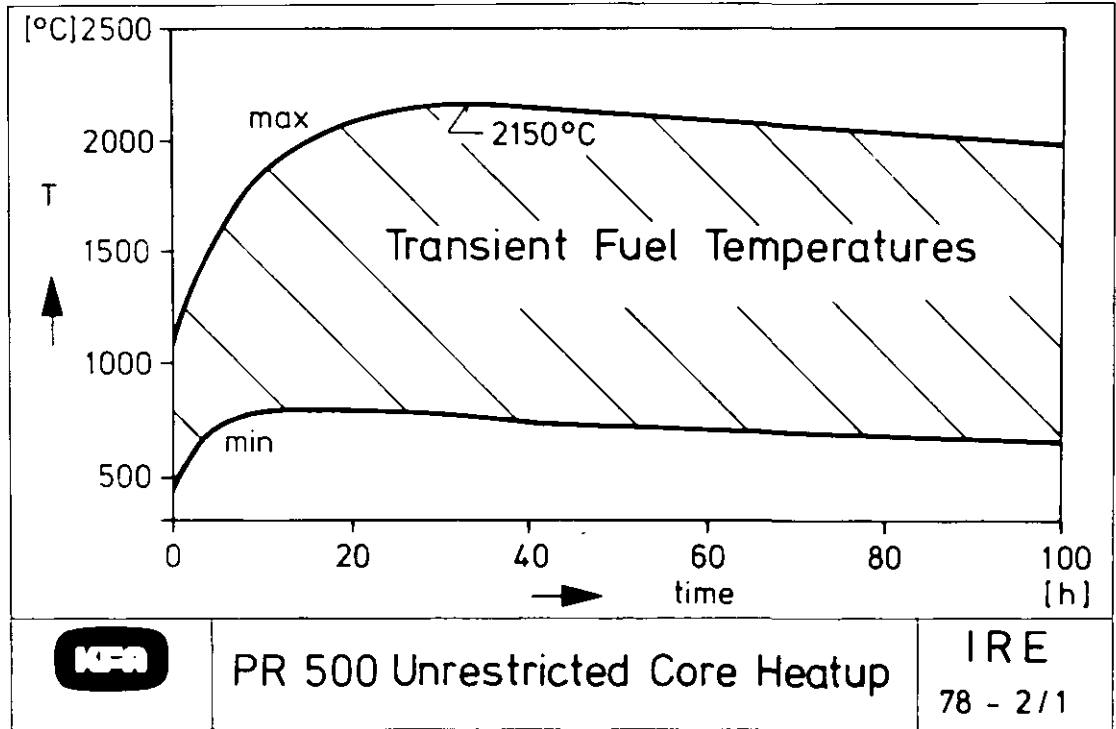


Bild 6

DAS F+E-PROGRAMM DER SCHWEIZ IM RAHMEN DES HHT-PROJEKTES

Prof.G.Sarlos, Eidgenössisches Institut für Reaktor-
forschung (EIR), Würenlingen

Die Schweiz beteiligt sich seit 1973 sowohl an Planungsarbeiten als auch im Bereich der Forschung und Entwicklung aktiv am HHT-Projekt.

Im Forschungs- und Entwicklungsbereich ist eine grössere Zahl von Arbeiten in Angriff genommen worden. Da eine umfassende Berichterstattung im Rahmen dieser Ausführung nicht möglich ist, werden im folgenden einige Themen herausgegriffen, die besonders interessant erscheinen.

Im Bereich des Spannbetonbehälter-Versuchsprogrammes wurden Modellversuche für einen Druckbehälter der 3 x 500 MWe Grossanlage durchgeführt (Bild 1).

Die im Mässtab 1:20 durchgeführten Modellversuche bezweckten die Bestimmung des Bruchmechanismus und der Bruchsicherheit des Druckbehälters. Insbesondere konnten das Verhalten eines solchen Bauwerkes unter steigender Belastung untersucht sowie die Grenze des elastischen Verhaltens ermittelt werden. Die wichtigsten Ergebnisse der vorstehend dargestellten Untersuchungen können wie folgt zusammengefasst werden :

- der Bau eines mit mehreren und zum Teil komplizierten Kavernen versehenen Druckbehälters aus Spannbeton ist realisierbar, wobei eine vorgegebene Sicherheit garantiert werden kann. Die vorgegebene Bruchsicherheit gegenüber dem Prüfdruck wird mit 2.5 angenommen, die erreichte Bruchsicherheit betrug 2.9.
- Drei Phasen können bei zunehmender Belastung des Druckbehälters unterschieden werden :

- a) globales elastisches Verhalten bis zu 1,5-fachem Prüfdruck,
 - b) Phase der Rissbildung bis zu 2,3-fachem Prüfdruck,
 - c) die Bruchphase; endgültiger Bruch des Behälters bei 2,9-fachem Prüfdruck (Prüfdruck: 75 kp/cm^2) (Bild 3).
- der Vergleich der Ergebnisse des Modellversuches mit denjenigen der Computerberechnungen der Rissbildung unterstreicht die Zuverlässigkeit des mathematischen Modelles (Bild 2)
- Es wurde geschätzt, dass die Unsicherheitsgrenzen von Ergebnissen bei Computerberechnungen bei 10 % liegen.

Im Bereich der Warm-Beton- und Warm-Liner-Entwicklung konzentrieren sich die Versuche auf folgende Gebiete :

1. Auswahl der geeignetsten Betonsorte für den Druckbehälter nach Durchführung gleicher Versuche mit verschiedenen Betonsorten,
2. Bestimmung der mechanischen und rheologischen Eigenschaften des warmen Betons unter besonderer Berücksichtigung der Temperaturzyklen zwischen 100°C und 250°C (Bild 3),
3. Einfluss der Parameter Temperatur, Belastung und Spannungszustand im Beton auf das Verhalten des Verankerungssystems,
4. Verhalten eines Elementes eines Abdichtungssystems unter möglichst betriebsnahen Bedingungen. Dieses System besteht aus dem Liner (mit seinen Verankerungen), dem warmen Beton und dem Tragwerksbeton. Die Versuchseinrichtungen sind erstellt und in Vorversuchen konnte deren einwandfreies Funktionieren gezeigt werden (Bild 4),

5. Weitere Beiträge zur Entwicklung des warmen Liners umfassten Konstruktionsvorschläge für die Gestaltung von Liner und seiner Verankerung sowie Spannungs- und Ermüdungsrechnungen.

In den Berechnungen wurden verschiedene Kombinationen von Linern und Verankerungen untersucht. Dabei wurden der ungestörte zylindrische Teil, der Uebergangsbereich zwischen Zylinder und Decke der Zentralkaverne sowie eine grosse horizontale Durchdringung betrachtet. Die resultierenden Ankerkräfte, Spannungen und Ermüdungsbeanspruchungen lassen den Schluss zu, dass der Liner grundsätzlich ausführbar ist.

Bild 5 zeigt den Spannungsverlauf im Stutzen der horizontalen Durchführung zwischen der Reaktorkaverne und dem vertikalen Gaskanal.

Im Bereich der Trockenkühlturm-Entwicklung wurden für den Bau und Betrieb einer HHT-spezifischen Trockenrückkühlung folgende Arbeiten durchgeführt :

1. Windkanalversuche mit Kühlturmschalen (Bild 6):
 - dabei wurden einerseits die Druckbeiwerte auf die Turmoberfläche in Abhängigkeit der Turmgeometrie erfasst, andererseits
 - wurde der Einfluss der Windrippen auf die Wirbelablösung und der Windturbulenz unter Betrachtung einer turbulenten Strömung sowie der Einfluss benachbarter Bauwerke ermittelt.
2. Für die Kühlelemententwicklung wurden, basierend auf Optimierungsergebnissen sowie den wärmetechnischen HHT-Bedingungen geeignete Kühlelemente hergestellt.
3. Windeinfluss auf das Betriebsverhalten wurde ermittelt. Die wichtigsten Ergebnisse können dabei wie folgt zusammengefasst werden :

Die Anordnung der ohnehin konstruktiv bedingten Rippen für die Kühlturmschalen vermindert einerseits den negativen Druckbeiwert um 15 bis 20 %, anderseits erhöht sich der Formwiderstand beiwert um 10 - 15 %. Die komplizierte Analyse der dynamischen Beanspruchung ist noch in Bearbeitung.

4. Entprechende Prototyp-Kühlelemente wurden mit Erfolg hergestellt, d.h. die technischen und ökonomischen Vorteile der vorgenommenen Modifikationen an praxiserprobten Kühlelementen konnten bestätigt werden. Der Reinigung und Wartung der Kühlelemente wurde erhöhte Aufmerksamkeit geschenkt. Eine geeignete, schonende aber doch wirksame Reinigungsmethode für die Kühler konnte erst nach Durchführung zahlreicher Versuche gefunden werden.
5. Untersuchungen bezüglich des Schutzes der Aluminium-Kühlelemente mit ihren grossen Oberflächen gegen aggressive atmosphärische Einflüsse wurden durchgeführt. Aus verschiedenen Gründen wurde das elektrophoretische Lackierverfahren ausgewählt, das allerdings dem Anwendungsbereich entsprechend weiterentwickelt werden musste. Die bisherigen Versuchsergebnisse aus Laborschnellkorrosionstests sowie die Zwischenergebnisse aus Langzeitlagerungsversuchen beweisen bereits, dass die bis heute von den Kraftwerksbetreibern geforderten Garantien gegen Korrosionsschäden ohne besondere Risiken akzeptiert werden können.
6. Zur Bestimmung der atmosphärischen Umgebungsbedingungen auf das Betriebsverhalten von Naturzug-Trockenkühltürmen wurden an einer bestehenden Anlage Messungen durchgeführt. Die erzielten Ergebnisse aus den Messungen von Kühlturmleistungen, Umgebungslufttemperaturen, Windgeschwindigkeiten und Windrichtungen erlauben eine quantitative Erfassung der verschiedenen Einflüsse und damit eine sichere Auslegung der Anlage.

Im Bereich der Wärmetauscher-Entwicklung können vorerst die Erosions- und Korrosions-Versuche erwähnt werden. Der Betrieb von Wärmetauschern aus unlegiertem oder niedrig legiertem Stahl (Heliumvorkühler) und Aluminium (Trockenkühlturm) im geschlossenen Kühlkreislauf am kalten Ende der HHT-Anlage stellt spezielle Probleme der Wasserkonditionierung. Diese können vereinfachend mit "Nichtüberlappen" der optimalen pH-Bereiche für das Korrosionsverhalten der beiden Werkstoffgruppen umschrieben werden. Bereits vorhandene Erfahrungen konnten nicht übernommen werden, weil damit der Betriebsbereich der zunächst vorgesehenen HHT-Anlagen nicht abdeckt wird. Insbesondere waren für die Stahlrohre höhere Wassergeschwindigkeiten und für das Aluminium höhere Temperaturen zu untersuchen. Zusätzlich sollte auch das Verhalten von Gummi-Dichtungselementen geprüft werden.

In einem Versuch wurde das Werkstoffverhalten bei verschiedener Wasserkonditionierung untersucht. Dabei sind zwei Verfahren, nämlich neutrale und inhibierte Fahrweise gefunden worden, welche weder im Stahl noch im Aluminium zu Schäden führen. Der Versuchsbereich am abgebildeten Stück erstreckte sich dabei bis 6 m/s Geschwindigkeit und 135°C des Wassers.

Im weiteren wurden Wärmeübertragungsmessungen an Rippenrohren durchgeführt (Bild 7). Für Anwendungen in verschiedenen Anlagenkonzepten wurden Querstrom-Wärmetauscher mit niedrig berippten Rohren in Betracht gezogen. Im Gegensatz zu vielen Veröffentlichungen über Wärmeübergang und Druckabfall an hohen Rippen sind keine entsprechenden Messungen an niedrigen Rippen publiziert worden. Es wurden deshalb, in Zusammenarbeit mit einem deutschen Rohrhersteller, Wärmeübergangszahl und Druckabfallkoeffizient an fünf Rohrbündeln mit verschiedenen Rohrteilungen und Rippendichten gemessen.

Die erhaltenen Resultate sind attraktiv und weisen in verschiedenen Fällen auf einen vorteilhaften Einsatz von Rippenrohren hin : beispielsweise eignet sich deren Anwendung im Vorkühler zur Erreichung hoher Wasseraustrittstemperaturen, wie dies für Fernheizzwecke ge-

fordert wird. Der Einsatz von geraden Rippenrohren führt in einem solchen typischen Anwendungsfall für die 1200 MWe-Anlage zu einer Durchmesser-Reduktion von 5 auf 4 m.

Eine weitere Aktivität betrifft die Reibpaarungs-Versuche. In einer Helium-Atmosphäre höherer Temperatur wird die Oxid-Schicht auf Stählen abgebaut, so dass an Kontakt- und Reibstellen mit starken Abrieb und Kaltverschweissen gerechnet werden muss. Obwohl aus dem Betrieb von HTR-Anlagen bisher keine schwerwiegenden Probleme erkannt worden sind, sollten Reibpaarungen verschiedener Stähle als Funktion von Temperaturen und angelegten Kräften untersucht werden.

Bild 8 zeigt einen Versuchszylinder, auf dem ein angepasstes Gegenstück mit 500 Newton (50 kp) Anpressung 1400 mal auf und ab bewegt wurde. Dieser Versuch, bei etwa 500°C in Luft durchgeführt, ergab kaum einige Kratzer. Bild 9 zeigt das Ergebnis desselben Versuches in Helium; Fehlen der Oxidschicht ergab starkes Anfressen. Nach Behandlung mit einer keramischen Schutzschicht weisen die Oberfläche weder Anfressungen noch Kratzer auf, sondern sind lediglich anpoliert.

Andere Schutzschichten führen zu unterschiedlichen Ergebnissen. Ziel der weiteren Versuche ist, mittels möglichst realistischer Versuchs-Geometrien und -Belastung kostengünstige Oberflächen-Schutzverfahren aufzufinden.

Wesentliche Teile einer HHT-Anlage stehen während ihres Betriebes in Wechselwirkung mit heissem Helium, das durch Spalt- und Aktivierungsprodukte kontaminiert ist und diese auf seinem Weg durch die Gasführungen, die Gasturbine und die wärmetauschenden Apparate ablagert. Dadurch werden die Komponenten des Primärkreislaufes für Revisionen und Reparaturen nur noch bedingt zugänglich. An Arbeiten zur Entwicklung eines Verfahrens zur Dekontamination der Komponenten des Primärkreislaufs einer HHT-Anlage beschäftigt sich das EIR seit 1973.

Ziel der Arbeiten ist die Reinigung der Werkstoffoberflächen auf eine zulässige Grenzkonzentration ohne Schädigung der Werkstoffe.

Zur Aufgabenstellung gehören :

1. Beladung von Werkstoffen bei hohen Temperaturen mit HHT-relevanten Spalt- und Aktivierungsprodukten,
2. Analyse der sich bildenden Oberflächenschichten, und darauf aufbauend die Entwicklung von Lösungen, die diese Oberflächenschichten wirkungsvoll abtragen, ohne den Werkstoff zu schädigen,
3. Entwicklung und Verfahren zur Anwendung der Lösung auf komplexe Bauteile, sowie der dazu und zur Revision benötigten Werkzeuge, Einrichtungen und Gebäude,
4. Konditionierung der dabei entstehenden radioaktiven Flüssigkeiten zu endlagerfähigen Abfällen.

Diese Untersuchungen werden in engem Kontakt mit den entsprechenden Industriepartnern und den Arbeitskreisen Dekontamination, Spaltproduktablagerung und Werkstoffe durchgeführt.

Das Verhalten der Werkstoffe gegenüber den Heliumverunreinigungen wurde an zahlreichen Proben aus dem DRAGON- und AVR-Reaktor und aus out-of-pile-Versuchen untersucht. Die sich bildenden Oberflächenschichten und deren Reaktionen mit den Dekontaminationslösungen sind weitgehend bekannt.

An diesen Proben aus rostfreien Stählen, Incoloy 800, Hastelloy S, Inconel 625, Nimonic 80A, TZM und Nimocast 713 LC wurden bei zulässigem Materialabtrag ausgezeichnete Dekontaminations-ergebnisse erzielt. Untersuchungen an Incoloy 800 aus dem KFA Experimental Duct aus dem DRAGON (480 Tage bei 700°C) er-

gaben ausserdem, dass durch eine Dekontamination weder die Festigkeit, noch die Ductilität nachteilig beeinflusst werden.

Arbeiten zur Risseinleitung und -fortpflanzung müssen klären, inwieweit auch Strukturstabilitäten nach wiederholtem Einsatz in mit Spalt- und Aktivierungsprodukten dotiertem Helium die Dekontaminierbarkeit beeinflussen können.

Aufgrund der bisher erzielten Ergebnisse sind wir zuversichtlich, ein Verfahren zur Dekontamination entwickeln zu können, das die Zugänglichkeit von Komponenten des Primärkreises zu deren Wartung garantiert.

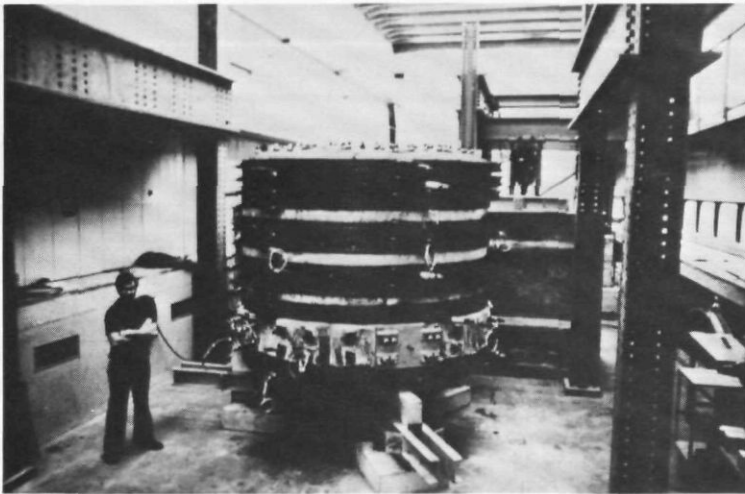


Bild 1

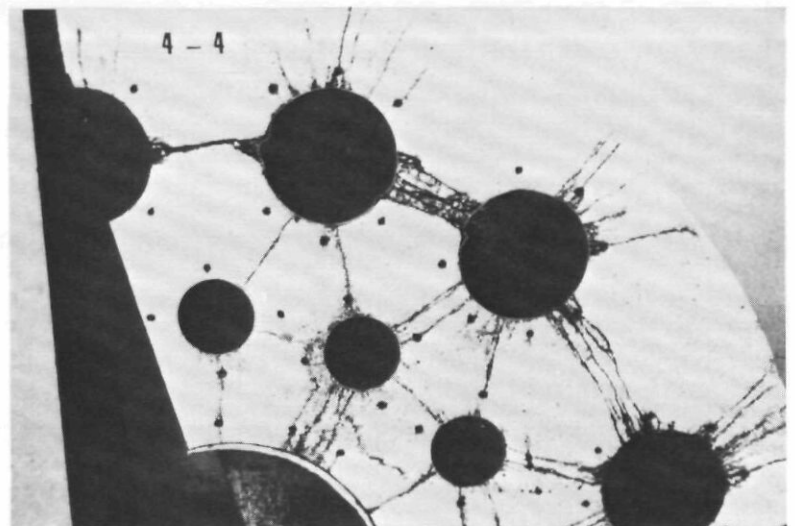


Bild 2

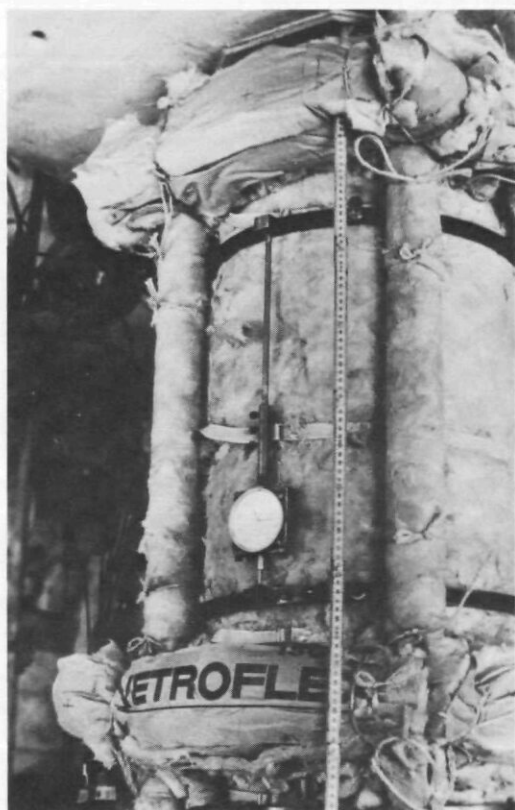


Bild 3

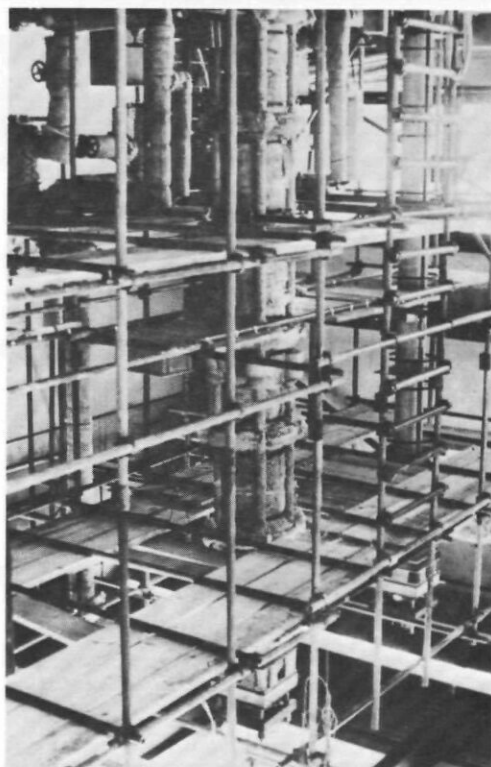


Bild 4

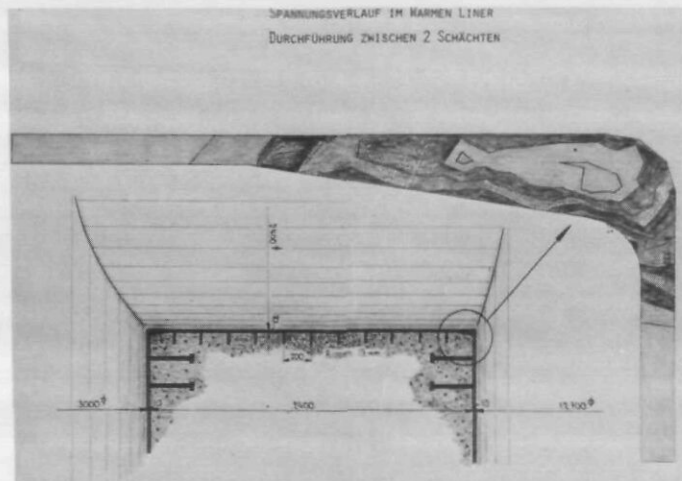


Bild 5

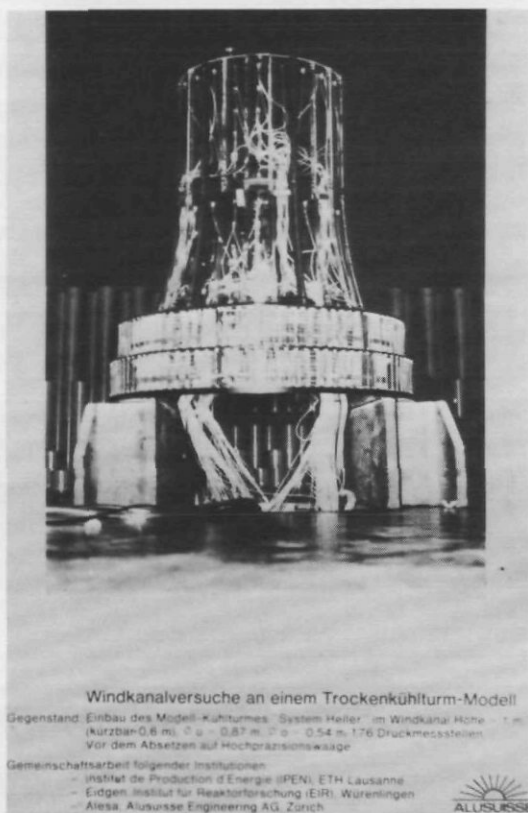


Bild 6

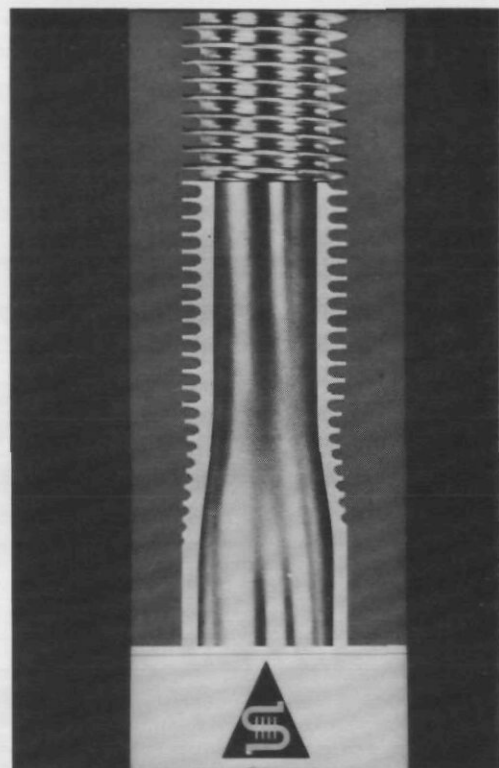
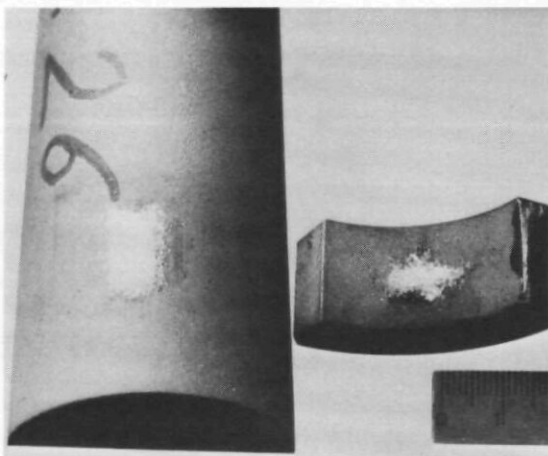


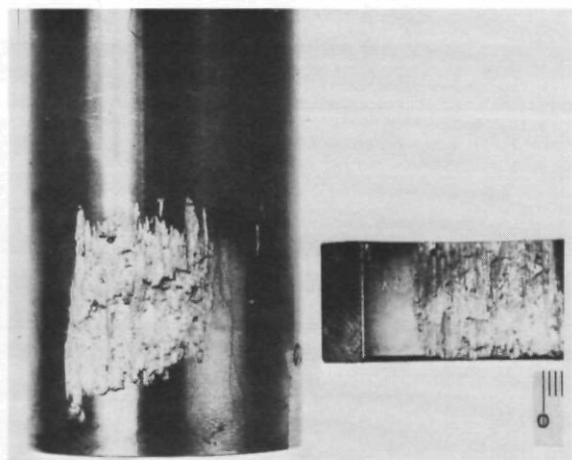
Bild 7



Vers. Nr. 26

Rohr: 160 TC Schicht
 Segment: 160 TC Schicht
 Temp.: 530°C

Bild 8



Vers. Nr. 2

Rohr: 10 Cr Mo 9 10
 Segment: 10 Cr Mo 9 10
 Temp.: 530°C

Bild 9

BETRIEBSERGEBNISSE DER VERSUCHSANLAGEN ZUR VERGASUNG VON KOHLE MIT NUKLEARER PROZESSWÄRME

Dr. H. Teggers Rheinische Braunkohlenwerke AG (RBW), Köln
Prof. H. Jüntgen Bergbau-Forschung GmbH (BF), Essen

Von der Bergbau-Forschung GmbH und der Rheinischen Braunkohlenwerke AG werden Verfahren zur Vergasung von Kohle unter Einsatz von Prozeßwärme aus Hochtemperatur-Kernreaktoren entwickelt: von der Bergbau-Forschung wird die Wasserdampfvergasung und von den Rheinischen Braunkohlenwerken die hydrierende Vergasung bearbeitet.

Wasserdampfvergasung

Das Prinzip des hier verfolgten Verfahrens der Wasserdampfvergasung ist die Umsetzung der Kohle mit Wasserdampf zu einem im wesentlichen Kohlenoxid, Wasserstoff und bis zu 15 % Methan enthaltenden Gas. Die benötigte Vergasungswärme wird indirekt eingekoppelt.

In Abb. 1 ist das Prinzip der nuklearen Wasserdampfvergasung von Kohle schematisch dargestellt. Am Reaktoraustritt des Hochtemperaturreaktors steht heißes He von 950 °C zur Verfügung. Die Reaktorwärme wird zunächst auf einen He-Zwischenkreislauf übertragen. Dieses Sekundär-Helium durchströmt im Gasgenerator einen Wärmetauscher, der - wie ein Tauchsieder - in ein Wirbelbett aus Kohle und Wasserdampf eintaucht und dort die zur Durchführung der endothermen Vergasungsreaktionen benötigte Wärme einkoppelt. Die auf niedrigem Temperaturniveau noch verbleibende Kernreaktorwärme dient zur Erzeugung des erforderlichen Prozeßdampfes und von Elektrizität.

Beim Kombi-Verfahren einer nicht in Abb. 1 wiedergegebenen Variante wird dem Gasgenerator eine hydrierende Vergasung vorgeschaltet, in der zunächst die Frischkohle mit Wasserstoff hydrierend vergast wird und der Restkoks dann in den Gasgenerator der Wasserdampfvergasung gelangt, um dort den nötigen Wasserstoff für die hydrierende Vergasung zu erzeugen.

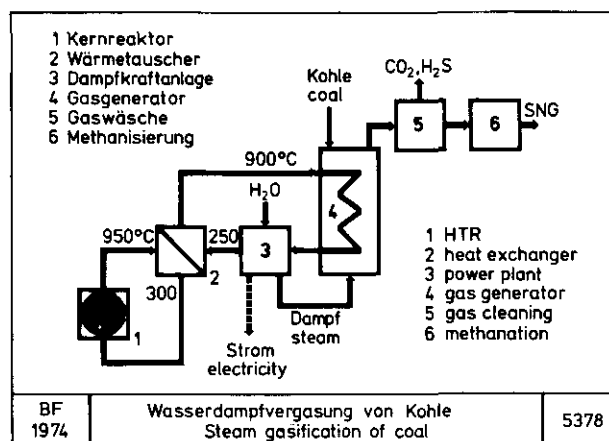


Abb. 1

Aus Abb. 2 sind die zur Verwirklichung des großtechnischen Gasgenerators notwendigen Entwicklungsschritte ersichtlich. Seit 1969 wird bei der Bergbau-Forschung eine Laborapparatur (u. a. zur Messung der Umsatzgeschwindigkeit verschiedener Kohlen mit Dampf und Wasserstoff) und seit 1973 eine kleintechnische Anlage betrieben.

Letztere besitzt ein innen elektrisch beheiztes Wirbelbett von einigen Litern Inhalt, in dem Kohle bei Drücken bis zu 70 bar vergast werden kann. Ihr Versuchsbetrieb lieferte u. a. Daten zur Wärmeübertragung, zum spezifischen Wärmebedarf, zur Dichte der Wirbelschicht, die für die Planung der größeren Anlagen unerlässlich sind. Ferner werden in dieser Apparatur Versuche zur hydrierenden Vorentgasung backender Steinkohlen durchgeführt.

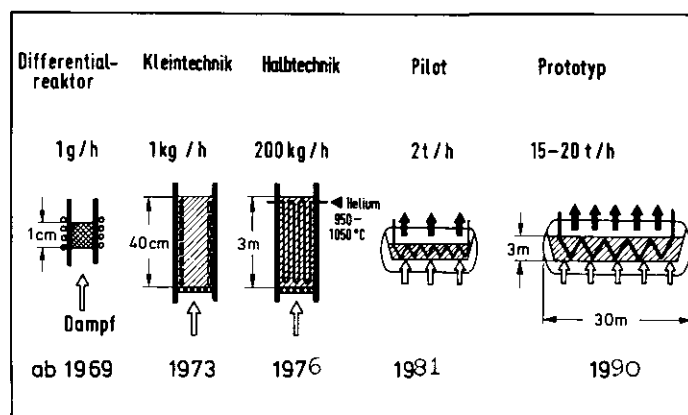


Abb. 2

Seit 1976 ist eine halbtechnische Versuchsanlage mit einem Durchsatz von etwa 200 kg C/h in Betrieb, in der erstmals die Wasserdampfvergasung von Kohle unter Wärmezufuhr aus einem elektrisch beheizten He-Kreislauf bei 40 bar und 900 °C erprobt wird.

Der Gasgenerator besteht aus einem Ausschnitt des großtechnischen Generators mit einem Wirbelbett von etwa 0,9 m² Grundfläche und einer Höhe von ca. 3,60 m.

In Abb. 3 ist das Fließschema der halbtechnischen Versuchsanlage dargestellt. Als Teilanlagen erkennt man den He-Wärmekreis mit dem elektrischen Erhitzer und dem He/He-Wärmetauscher in Wendelrohrausführung, der in den Gasgenerator eintaucht, das Dampferzeugungssystem, einen Dampfüberhitzer, das Gasreinigungssystem, eine Rohgasrückkreisung und schließlich Schleusensysteme für Einsatzstoffe und Ascheaustrag.

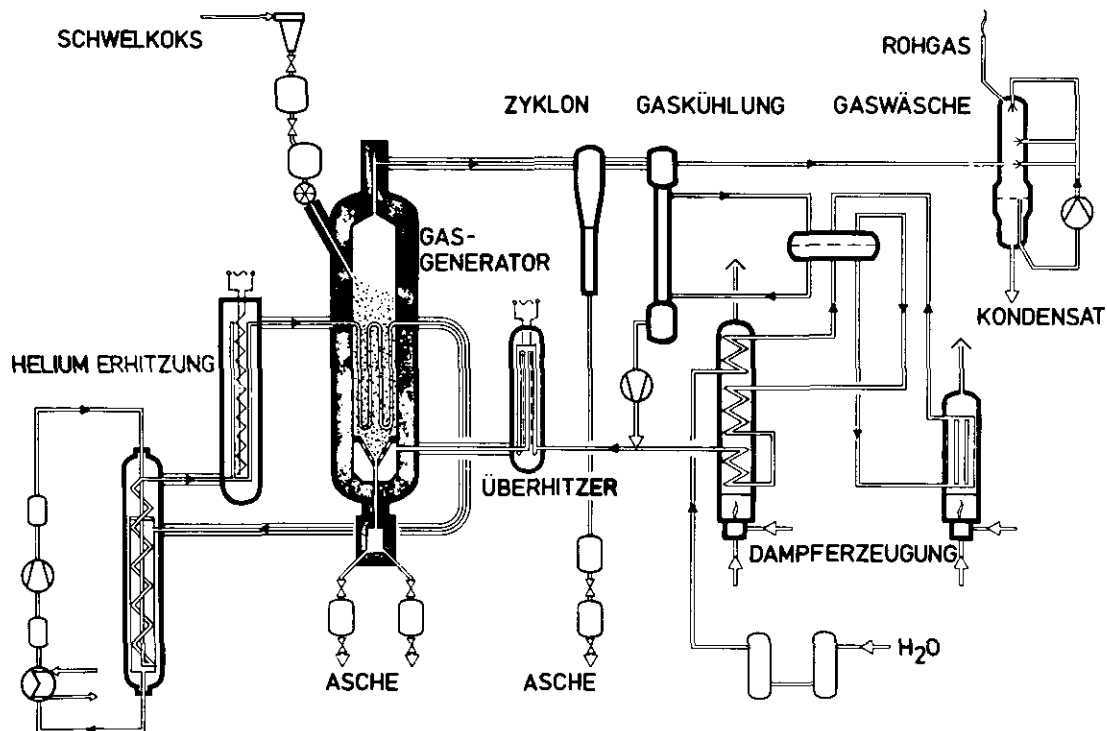


Abb. 3

Abb. 4 zeigt den Wärmetauscher-Tauchsieder und Abb. 5 ein Foto der Gesamtanlage.

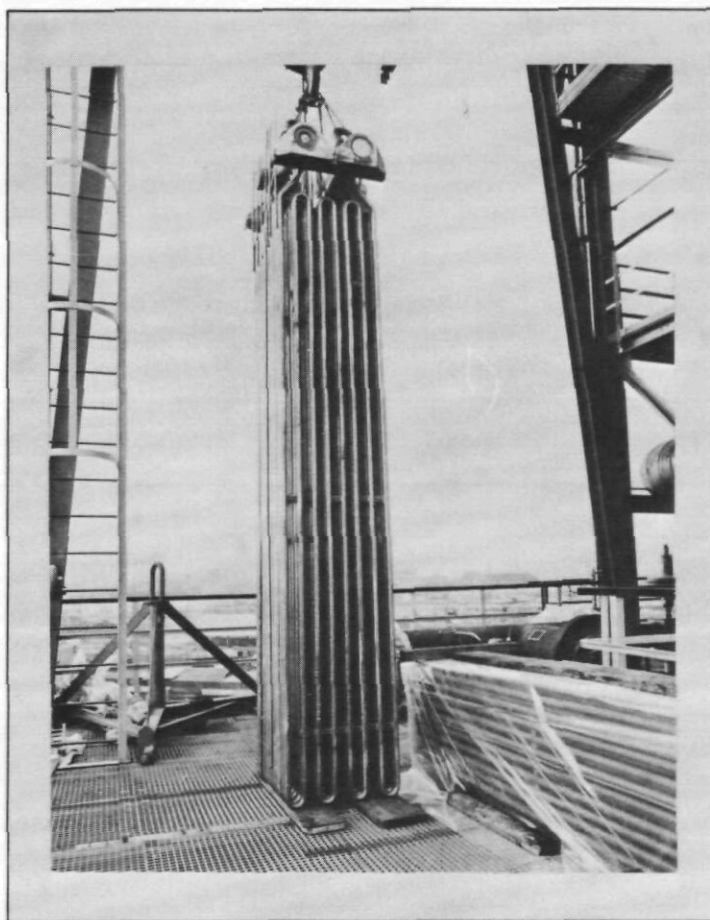


Abb. 4

Die Anlage wurde Mitte 1976 nach einjähriger Bauzeit in Betrieb genommen. Die ersten Versuchsabschnitte dienten vor allem der Erprobung und Verbesserung der Komponenten für die neue Vergasungstechnologie. Dabei ist festzuhalten, daß sich der Wärmetauscher in der Wirbelschicht bereits bewährt hat, ein Ergebnis, welches nach der vorangegangenen Werkstoffprüfung auch zu erwarten war. Abgeändert und nachhaltig verbessert wurden Materialien und Art der Ausmauerung, die Absperrarmaturen für staubhaltige Gase, der Anströmboden sowie Elemente des Heliumkreislaufs.

Bis Mitte 1978 war die Anlage 5430 Stunden lang in Betrieb, wobei 2326 Stunden lang vergast wurde. Die längsten kontinuierlichen Vergasungsperioden betrugen ca. 12 Tage. Zum Einsatz gelangten nicht backende oder vorbehandelte Steinkohlen. Die

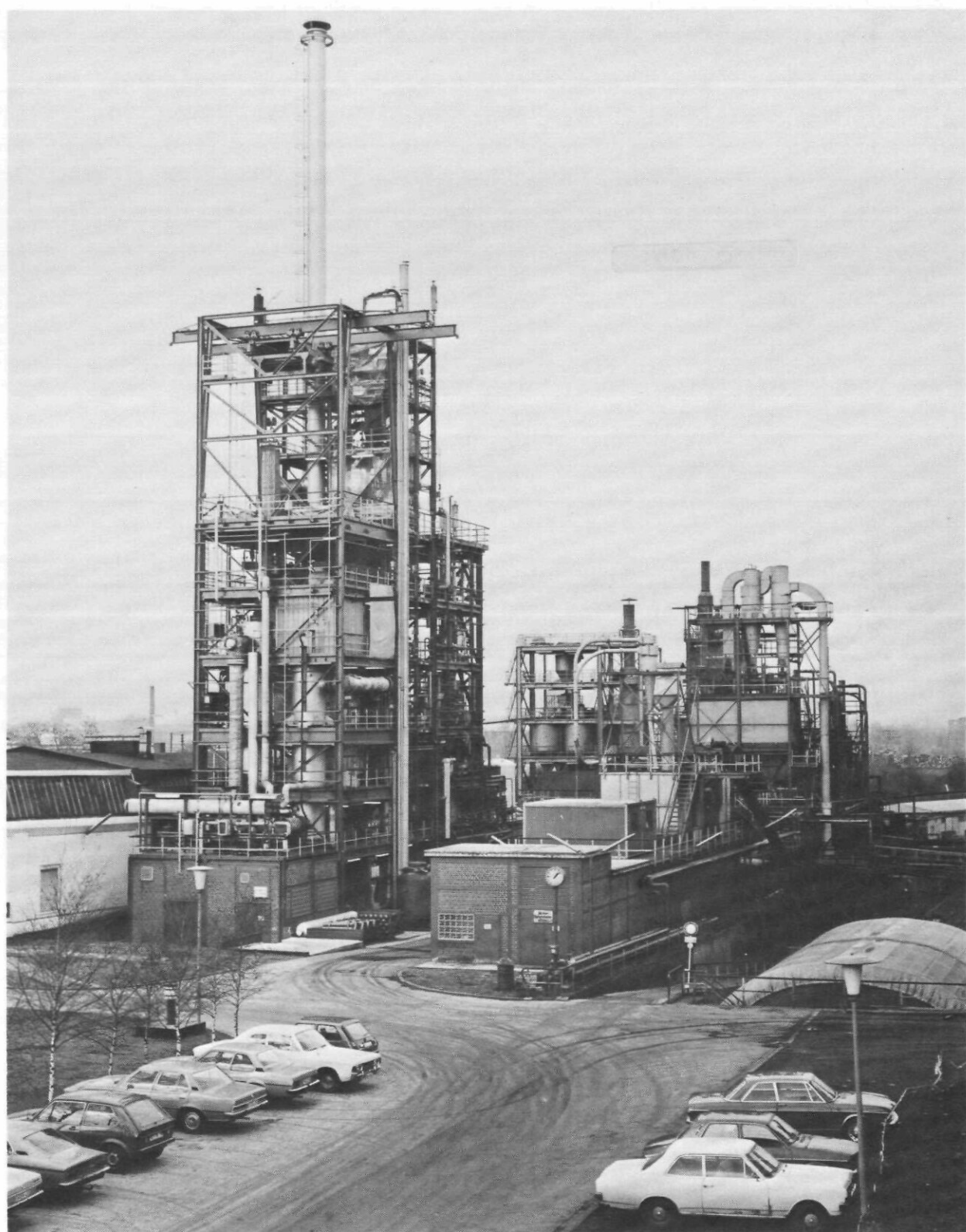


Abb. 5

Dampfzersetzung ist mit 30 % bereits zufriedenstellend. Weitere Meßdaten für die Auslegung von Pilot- und Prototypanlage sind Gasmenge, Gaszusammensetzung, der Kohleumsatz sowie die für die Wärmeübergangsverhältnisse wichtigen Temperaturen in den Gaskreisläufen und im Wirbelbett. Diese Werte werden z. Z. durch systematische Versuche optimiert. Abb. 6 zeigt typische Meßergebnisse und dokumentiert gleichzeitig eine störungsfreie 10tägige Versuchsperiode.

Halbtechnische Vergasanlage Ergebnis eines Versuchsabschnittes

Einsatz: Gasflammkohle Fürst Leopold - Wirbelbettkoks
Druck : 32 bar

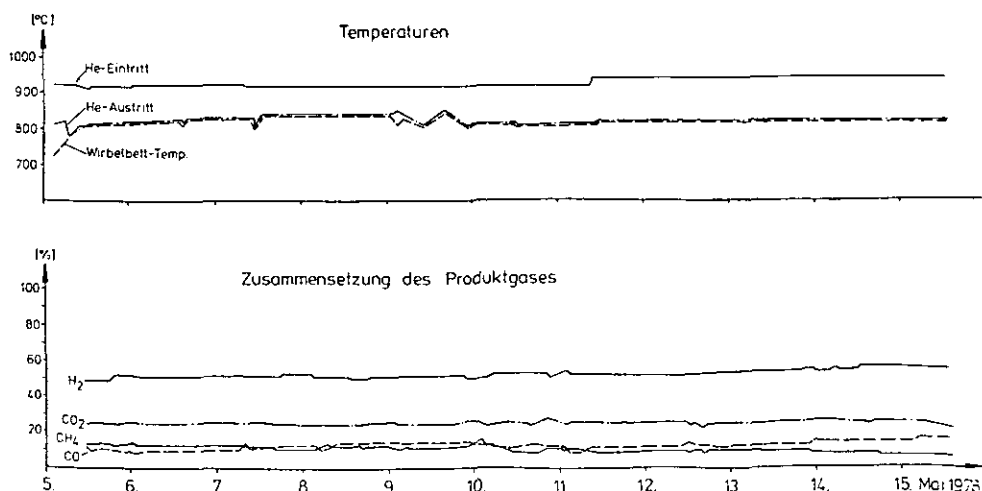


Abb. 6

Für die nächste Stufe, eine Pilotanlage mit einem stündlichen Kohledurchsatz von 3 - 6 Tonnen, ist die Planung mit einem Process-Engineering angelaufen. In ihr soll eine zweistufige Vergasung von Gasflammkohle zu SNG erprobt werden. Sie könnte 1982 in Betrieb gehen.

Hydrierende Vergasung

Das Prinzip der hydrierenden Vergasung ist die Umsetzung der Kohle mit Wasserstoff zu Methan. Abb. 7 zeigt ein vereinfachtes Verfahrensschema der Kopplung einer Anlage zur hydrierenden Vergasung von Braunkohle zu Methan mit einem Hochtemperatur-Kernreaktor. Da primär für die Vergasung nur Kohle und Wasser zur Verfügung stehen, muß der für die Methanbildung benötigte Wasserstoff im Vergasungsprozeß erzeugt werden. Dies erfolgt durch katalytische Reformierung eines Teils des erzeugten Methans mit Wasserdampf. Dieser Prozeßschritt erfordert in Folge seiner starken Endothermie große Wärmemengen auf hohem Temperaturniveau, die vorteilhaft von einem Hochtemperatur-Kernreaktor geliefert werden können.

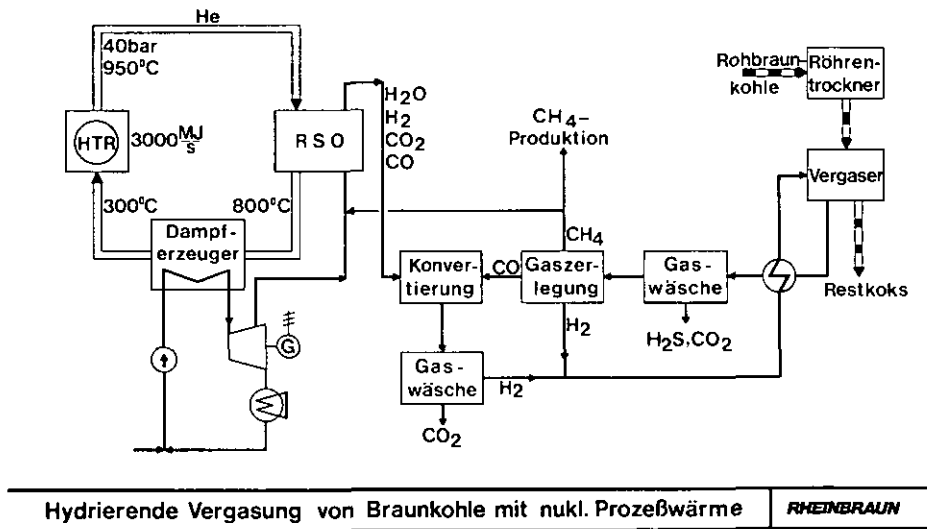


Abb. 7

Zur Deckung des Wärmebedarfs der Methanreformierung wird Kernwärme auf hohem Temperaturniveau zwischen 950 °C und 800 °C in die Röhrenspaltöfen eingekoppelt. Die Kernwärme auf niedrigem Temperaturniveau dient zur Erzeugung von Dampf, der als Prozeßdampf oder als Turbinendampf zur Stromerzeugung eingesetzt wird.

Zur Erprobung der hydrierenden Vergasung wurde von der Rheinische Braunkohlenwerke AG eine halbtechnische Versuchsanlage errichtet.

Abb. 8 zeigt schematisch den Aufbau der Versuchsanlage, die für einen Durchsatz von 100 kg C/h entsprechend 400 kg Rohbraunkohle pro Stunde bzw. 150 kg Steinkohle pro Stunde ausgelegt ist.

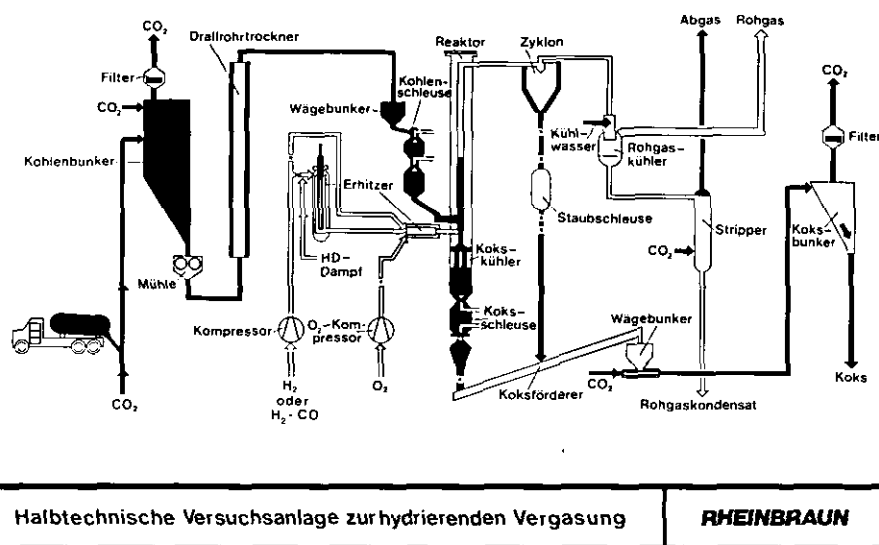


Abb. 8

Abb. 9 zeigt ein Photo der Versuchsanlage, deren Montage im April 1975 abgeschlossen werden konnte.

Die Versuchsanlage war seit 1976 bis Mitte 1978 ca. 10 000 h in Betrieb, davon über 3 300 h mit Kohledurchsatz. In dieser Zeit wurden 500 t Trockenbraunkohle und 13 t Anthrazit vergast (Abb. 10).

Bei Vergasungsdrücken zwischen 55 und 95 bar und Temperaturen zwischen 820 und 950 °C wurden für Braunkohle C-Vergasungsgrade bis zu 75 % und Methangehalte im Rohgas von fast 50 % erreicht. Die längste zusammenhängende Betriebsperiode mit Kohledurchsatz betrug 367 h, in dieser Zeit wurden 55 t Trockenbraunkohle verarbeitet. Abb. 11 zeigt die Rohgaszusammensetzung eines Versuchsabschnittes mit Braun-



Abb. 9

Jahr	1976 - Juni 1978	
	Rhein. Braunkohle	Anthrazit
Anlage im Versuchsbetrieb	10 000 h	
davon mit Kohledurchsatz	3 300 h	
Kohledurchsatz	~ 500 t	~ 13 t
Methangehalt im Rohgas	bis zu 48 Vol %	bis zu 22 Vol %
C-Vergasungsgrad	bis zu 75 %	bis zu 44 %
Betriebstemperatur	820-950 °C	930-940 °C
Betriebsdruck	55-95 bar	80-87 bar
Feststoffverweilzeit	15-65 min	30 min

7.2.1.35-7	Daten der halbtechnischen Versuchsanlage zur hydrierenden Kohlevergasung (HKV)	RHEINBRAUN
------------	--	-------------------

Abb. 10

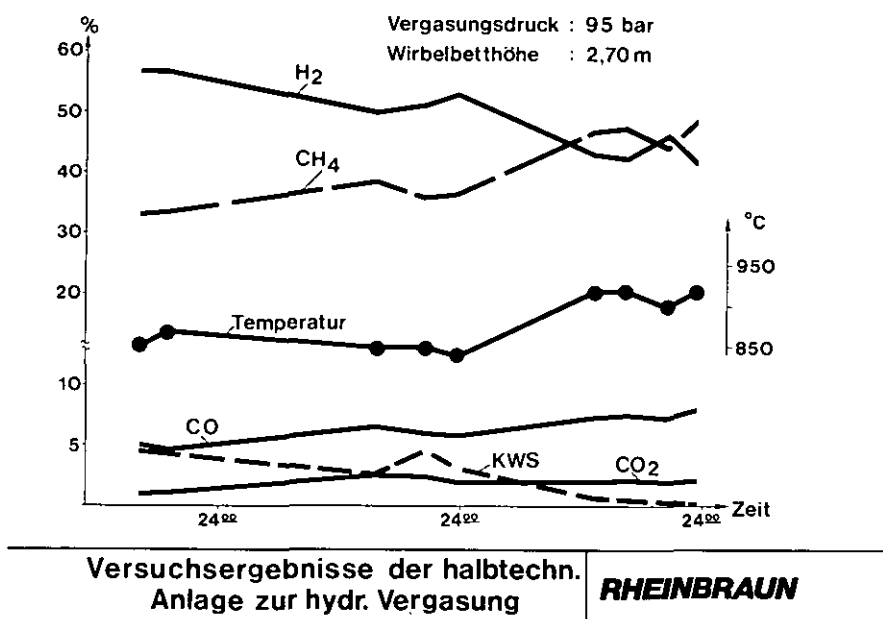


Abb. 11

kohle. Mit diesen Versuchsergebnissen wurden die Daten, die den bisherigen Entwürfen für Verfahrensschemata großtechnischer Anlagen zur hydrierenden Vergasung von Rheinischer Braunkohle zugrunde gelegt wurden, nicht nur bestätigt, sondern teilweise deutlich bessere Werte erzielt.

Schwerpunktmäßig wurde, wie auch aus o. g. Zahlen hervorgeht, Braunkohle eingesetzt. Erste Versuche mit Steinkohle wurden mit Erfolg im Februar 1978 durchgeführt. Während dieser Versuchsperiode konnten ca. 13 t Anthrazit vergast werden. Erreicht wurde bei einer mittleren Verweilzeit von 30 min. bei 80 bar und ca. 950 °C ein Kohlevergasungsgrad von ca. 45 % und Methangehalte im Rohgas von über 20 %. Versuche mit Gasflammkohle sind inzwischen angelaufen.

Die detaillierte Auswertung der Versuchsergebnisse brachte erste wesentliche Erkenntnisse, wie z. B. den Zusammenhang zwischen Kohlevergasungsgrad, C-Vergasungsgrad und Bildungsgrad gasförmiger Kohlenwasserstoffe (im wesentlichen CH₄ und C₂H₆). Darüber hinaus ließ sich die aus dem Betrieb ermittelte Abhängigkeit des C-Vergasungsgrades von den drei wichtigsten Prozeßparametern Vergasungsdruck, Vergasungstemperatur und Feststoffverweilzeit mit einer Modellbetrachtung umfassend darstellen.

Als nächste Stufe ist der Bau und Betrieb einer Pilotanlage mit einer Leistung von ca. 5 t C/h, entsprechend 7,5 t Trockenbraunkohle vorgesehen. Das Basic-Engineering für diese Anlage wurde im Juni 1978 abgeschlossen, das Detail-Engineering befindet sich zur Zeit in der Bearbeitung. Die Inbetriebnahme der Anlage ist Ende 1981 geplant.

DIE HOCHTEMPERATUR-HELIUM-VERSUCHSANLAGE (HHV)

Ing. (grad.) L. Scholz	Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage- Betriebsgesellschaft mbH, Jülich
Ing. (grad.) H. Weiskopf	Brown, Boveri & Cie AG, (BBC), Mannheim

Im Rahmen des HHT-Entwicklungsprogrammes wird die HHV-Anlage im Auftrag der KFA durch Brown, Boveri & Cie AG, Mannheim, auf dem Gelände der KFA in Jülich errichtet.

Ziel dieses mit Mitteln der öffentlichen Hand der Bundesrepublik Deutschland, dem Land Nordrhein-Westfalen und der Schweizerischen Eidgenossenschaft finanzierten Projektes ist:

1. der Nachweis der Funktionstüchtigkeit und Betriebssicherheit der HHV-Turbomaschine und damit die Demonstration der Anwendbarkeit bekannter Technologien auf den Bau von Helium-Turbinen großer Leistung und
2. die Prototypenprobung von Kreislaufkomponenten eines HTR mit Heliumturbine im Direktkreislauf.

Das mit dem HHT-Projekt verfolgte Ziel der Einkopplung einer großen, im geschlossenen Primär-Kreislauf arbeitenden Helium-Turbine erfordert eine dem Bau vorausgehende Erprobung neuartiger Komponenten, um die Risiken bei Bau und Betrieb der HHT-Demonstrations-Kraftwerksanlage zu mindern.

Die Auslegungsrandbedingungen der Versuchsanlage lassen eine Extrapolation auf die geplanten Betriebsdaten eines HHT-Kraftwerkes zu. Danach ist die HHV-Anlage ausgelegt für

- einen Helium-Massenstrom von ca. 200 kg/s,
- eine Helium-Temperatur von 850⁰C mit der Möglichkeit, diese bis auf 1000⁰C zu steigern,
- einen Helium-Druck von 50 bar,

- eine Helium-Reinheit entsprechend den Anforderungen in einem Reaktorkreislauf und
- der Möglichkeit des späteren Einbaus von Versuchskomponenten eines HHT-Kraftwerkes.

Unter Berücksichtigung der Forderung, eine Anlage für insgesamt 10.000 Betriebsstunden zu bauen, die keine Neuentwicklung für Komponenten notwendig macht, die nicht für den Bau eines HHT-Kraftwerkes relevant sind, entstand eine Anlage, die bezüglich ihrer Kreislaufschaltung ungewöhnlich ist (Abb. 1). Der zunächst naheliegende Weg, die Versuchsanlage, wie im linken Teil der Abbildung dargestellt, als klassischen geschlossenen Gasturbinenkreislauf mit fossil gefeuertem Erhitzer und Wärmesenke auszuführen, hätte bei den durch die Versuche vorgegebenen Betriebszuständen und Zeiten Nachteile bei einer Leistungsabgabe in das öffentliche Versorgungsnetz gehabt. Dazu kamen erhebliche kaum zu realisierende Schwierigkeiten bei der Auslegung eines Helium-Gaserhitzers für 1000°C bei 50 bar Druck. Auf dem rechten Teil der Abbildung ist nun die danach gewählte Kreislaufschaltung aufgezeigt. Vergleichbar mit dem üblichen geschlossenen Gasturbinenprozeß ist dabei lediglich die eingangs der Turbomaschine erfolgende Expansion im Turbinenteil. Eine vollständig neue Variante stellt der direkt sich anschließende Verdichterteil dar, da am Austritt aus diesem Verdichter die höchsten Kreislauftemperaturen auftreten. Mit dieser gewählten Kombination von Turbine und Verdichter auf einer Welle hat die HHV-Turbomaschine Abmessungen, die denen einer 300-MW-Heliumturbine entsprechen.

Abbildung 2 zeigt den Hauptkreislauf mit den wichtigsten Nebensystemen. Das Helium wird von der elektromotorisch angetriebenen 3000-tourigen Turbomaschine im Heißgasleitungssystem umgewälzt. Die Turbomaschine hat einen 2-stufigen Turbinen- und daran anschließend einen 8-stufigen Verdichterteil. Die Energiewandlung im Turbinenteil trägt mit einem Anteil von ca. 45 MW zum Leistungsbedarf der Verdichtung mit ca. 90 MW im Auslegungspunkt bei. So ist durch den Antrieb nur das Defizit von ca. 45 MW über den Motor abzudecken. Mit der höchsten Temperatur verläßt das Helium am Verdichteraustrittsstutzen die Turbomaschine, durchströmt die ca. 67 m lange innen-

isolierte Heißgasleitung, ehe es am Turbineneintrittsstutzen wieder in die Maschine eintritt. Regelklappen in der Heißgasleitung und im vorhandenen Bypaß erlauben die Variation des Massenstromes in der Hauptleitung, in die auch die an dafür vorbereiteter Stelle vorgesehenen Versuchskomponenten eingebaut werden sollen. Wegen der fehlenden üblichen Wärmesenke wird das Gleichgewicht zwischen Wärmez- und -abfuhr durch einen parallel geschalteten regelbaren Kühlkreislauf (10 und 12) eingestellt.

Ein 4-stufiges Radialgebläse (4) liefert Kühl- und Sperrgas für die Turbomaschine und Kühlgas für koaxial aufgebaute Abschnitte der Heißgasleitung.

Bau und Inbetriebnahme

Einige Bemerkungen zum Bau und zur Inbetriebnahme sollen einen Eindruck über den bisher erreichten Stand der Arbeiten vermitteln.

Die Bauarbeiten begannen im April 1973. Während die Lieferung und Montage der Nebensysteme weitgehend innerhalb der vorgegebenen Termine erfolgte, zeigten sich schon relativ frühzeitig nicht vorhersehbare Lieferverzögerungen für die thermisch hoch beanspruchten Bauteile in der Turbomaschine und Heißgasleitung, wie z.B. die aus der Feingußlegierung Nimocast 713 LC hergestellten Lauf- und Leitschaufeln.

Nach Abschluß der Montagearbeiten des Hauptkreislaufes begann im April 1977 die Erprobung der Hilfssysteme für Turbine und Kühlgasverdichter. Bei diesen Arbeiten trat ein Ölverlust vom Ölkreislauf in den Gaskreislauf auf, der zu partiellen Verunreinigungen der Kaowool-Isolierung des Heißgasleitungssystems der Anlage führte. Die danach notwendigen konstruktiven Änderungen an den Dichtungen der Turbomaschine und des Kühlgasverdichters sowie die Reinigung der verschmutzten Isolierung konnten im wesentlichen bis August dieses Jahres zum Abschluß gebracht werden mit Ausnahme der während der Warmerprobung der Turbomaschine vorgesehenen Verkrackung der noch im System verbliebenen Restölmengen zum Erreichen der spezifizierten Reinheitsgrade des Gaskreislaufes.

In diesen Tagen ist die Inbetriebnahme in ein entscheidendes Stadium getreten. Am 19. September wurde der gesamte Wellenstrang, bestehend aus Anwurfmotor, Hauptmotor und Turbomaschine, erstmals gemeinsam gestartet und am 21.09.78 erfolgte die erste Synchronisierung mit einem längeren Lauf am Netz. Nach Abschluß der mechanischen Erprobung der Turbomaschine beginnt die sogenannte Reinigungsfahrt mit Temperaturen um 500°C im Oktober. Das sich daran anschließende Hochfahren auf volle Leistung mit dem Nachweis der Auslegungsdaten ist noch in diesem Jahr geplant.

Wir haben die Hoffnung, daß neuerliche nicht vorhersehbare Probleme in der letzten Phase der Inbetriebnahme nicht mehr auftreten, auch wenn wir uns bewußt sind, in manchen Punkten technisches Neuland betreten zu haben. Abbildung 3 zeigt einen Blick auf den Hauptkreislauf in der Maschinenhalle vor Beginn der Isolierarbeiten an den Hilfsgasleitungen.

Versuchsprogramm

Versuchskomponenten eines HHT-Kraftwerkes stehen aufgrund des gegenwärtigen Planungsstandes des HHT-Projektes noch nicht zur Verfügung. Daher besteht zur Zeit nur ein Versuchsprogramm, in dem die Anlage selbst mit ihren Komponenten Gegenstand und Schwerpunkt der Untersuchungen ist.

Das Versuchsvorhaben Turbomaschine umfaßt die Teilbereiche

- Schaufelfußkühlung,
- Wellendichtung,
- dynamisches Wellenschwingungsverhalten zur Absicherung eines neuentwickelten Rechenprogramms,
- Heliumdichtigkeit des Gaskreislaufes,
- Betriebsverhalten und
- Montage, Inspektion und Revision.

Das Versuchsvorhaben Heißgasleitung sieht

- die Untersuchung des Wärmeleitverhaltens unterschiedlich isolierter Leitungen, d.h. mit Kaowool, einem keramischen Fasermaterial, oder Metallfolien,

- die Überprüfung des elastischen Verhaltens und der Dehnungen von thermisch hoch belasteten Leitungen,
- die Ermittlung der Schallbelastung auf Strukturmaterialien der durch die Turbomaschine erzeugten Schallschwingungen und
- die Überprüfung des Betriebsverhaltens großer Gasarmaturen

vor.

Die Untersuchungen an den Nebensystemen erstrecken sich auf

- die Überprüfung des thermischen und des Regelverhaltens des Hauptkühlers und
- die Absicherung der Auslegungsdaten der Heliumversorgungs- und -reinigungsanlage im stationären und instationären Betrieb.

Die auf Wunsch des BMFT und der HHT-Partner Ende 1974 gegründete Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage-Betriebsgesellschaft wird den Betrieb der HHV-Anlage übernehmen. Gesellschafter dieser HHV-GmbH sind die Energieversorgungsunternehmen Badenwerk AG, Nordwestdeutsche Kraftwerke AG, Preußische Elektrizitäts AG und Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG.

Durch die verantwortliche Wahrnehmung der Bauüberwachung für die KFA während der Errichtungsperiode und der Betriebsführung nach Fertigstellung der Versuchsanlage ist einerseits das gewünschte Einbringen von Erfahrungen namhafter Kraftwerksbetreiber sichergestellt, andererseits ergibt sich für diese EVU die Möglichkeit, schon frühzeitig Betriebserfahrungen mit einer großen geschlossenen Gasturbine und der Helium-Technologie zu sammeln.

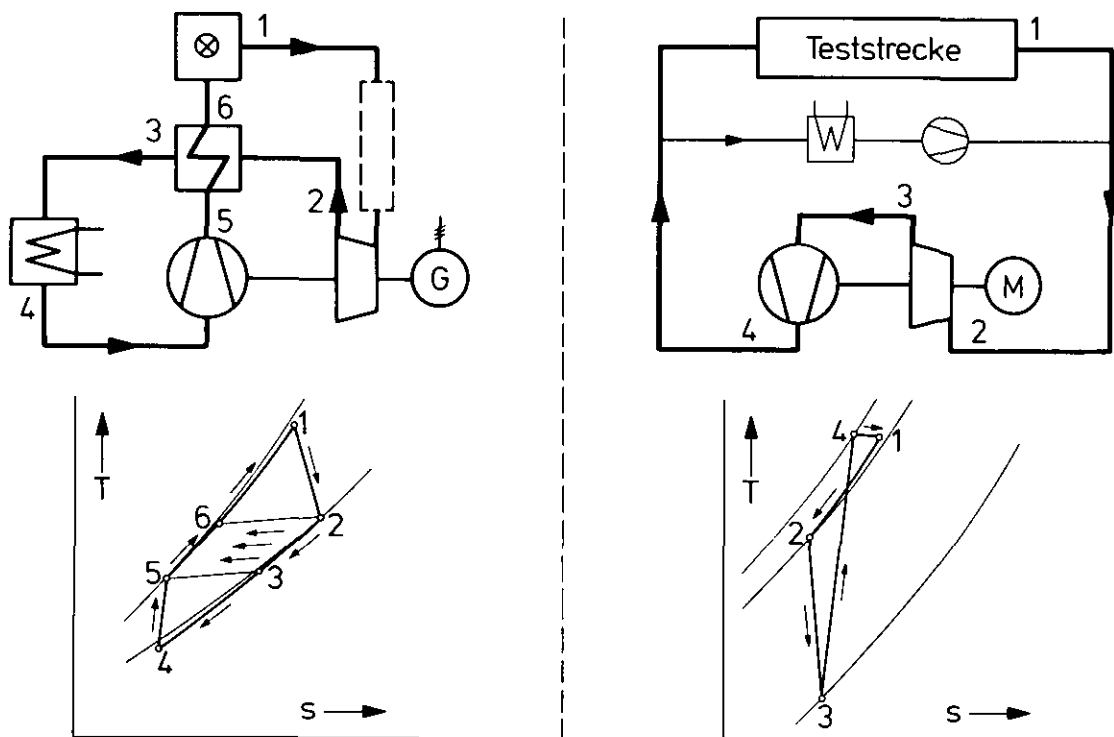


Abb. 1

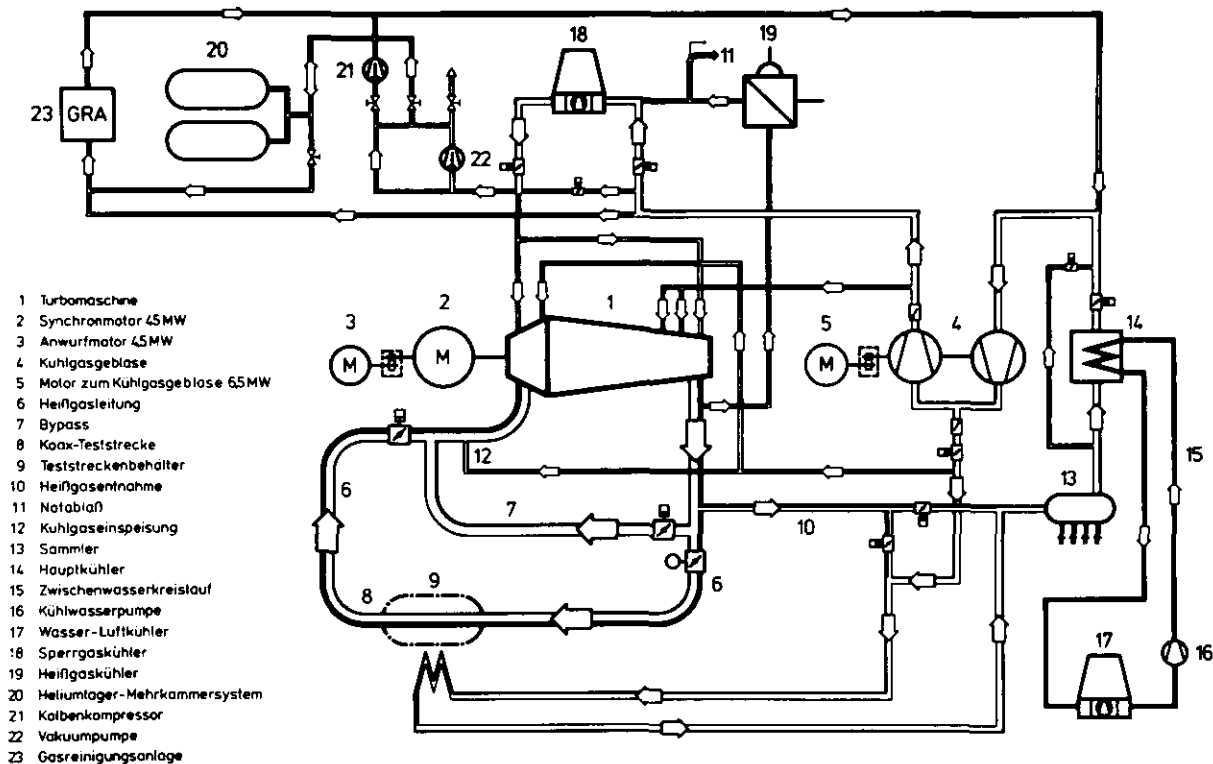


Abb. 2

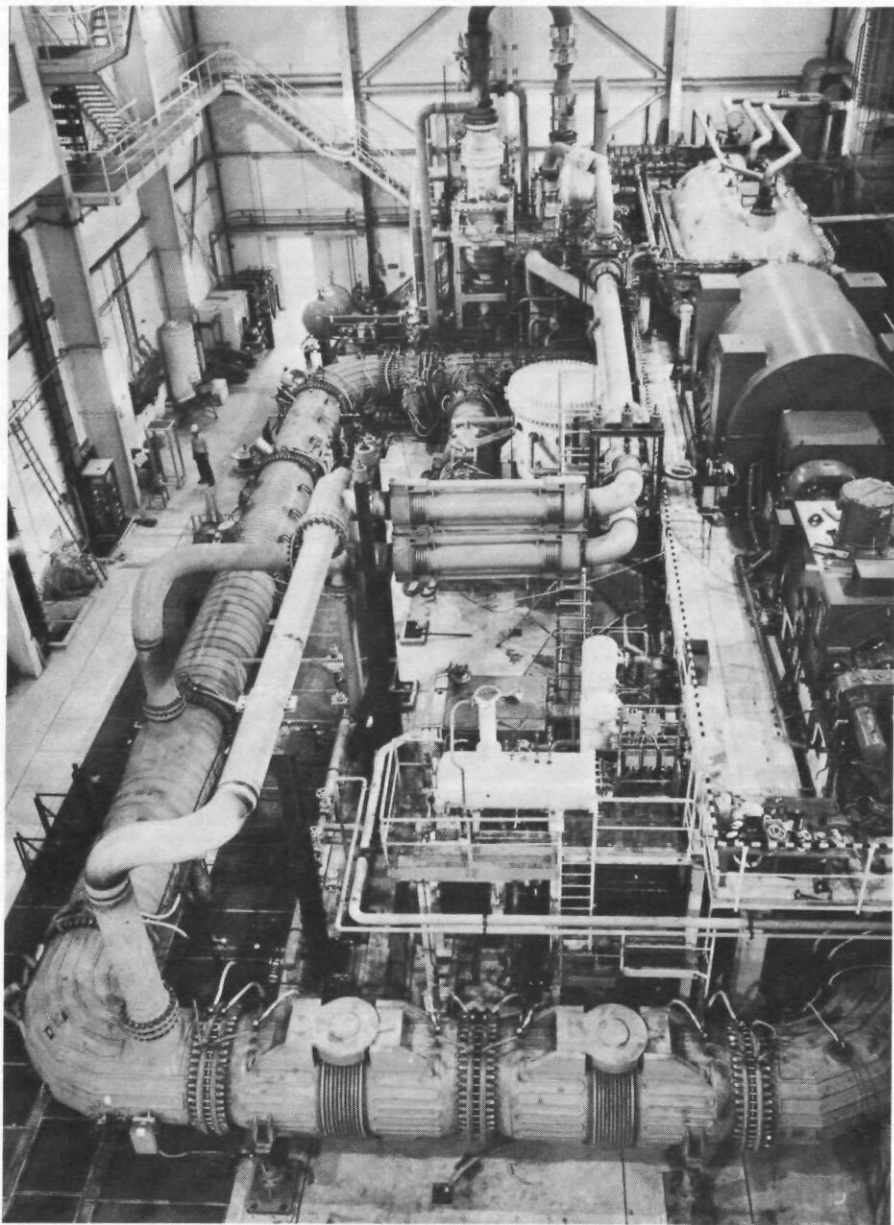


Abb. 3

DIE HELIUMTURBINENANLAGE OBERHAUSEN

Dr. P. Zenker Energieversorgung Oberhausen AG (EVO),
Oberhausen

Nach der Neuordnung des HHT-Projektes Anfang der siebziger Jahre fielen im Jahr 1972 etwa zur gleichen Zeit die Bauentscheidungen für die Errichtung der HHV- und EVO-Anlage.

Nach einer Bauzeit von drei Jahren wurde der Generator der Heliumturbine am 8. November 1975 zum ersten Mal an das Verbundnetz geschaltet. In den vergangenen drei Jahren hat die Anlage während 10.400 Betriebsstunden Strom und Fernwärme erzeugt. Ich möchte hier auf die erzeugten Strom- und Fernwärmemengen nicht näher eingehen, denn die Heliumturbinenanlage Oberhausen, das erste Gasturbinenkraftwerk mit Heliumkreislauf, war konzipiert worden, um vor allem auch Langzeit-Betriebserfahrungen der verwendeten Komponenten zu liefern.

Durch die Wahl eines verhältnismäßig geringen Druckes - der Druck vor der Turbine beträgt 27 bar, bei der HHT-Referenzanlage beträgt er an der gleichen Stelle 70 bar - ergeben sich große Volumenströme und dementsprechend große Abmessungen der Komponenten, die eine Extrapolation der Betriebserfahrungen auf Großanlagen erlauben.

Wir hatten zwar gehofft, aber nie erwartet, daß die Inbetriebnahme und der Betrieb unserer Heliumturbine ohne Schwierigkeiten ablaufen. In einem Rückblick auf die bisherige Betriebszeit erscheinen mir folgende Punkte erwähnenswert:

1. Trotz einiger zum Teil schwerwiegender Probleme war in den Winterhalbjahren für die Fernwärmeerzeugung ein nahezu durchgehender Betrieb der Anlage möglich.

Dies bedeutet, daß viele Komponenten sowie die betriebsnotwendigen Nebensysteme dieser Prototypanlage zufriedenstel-

lend arbeiteten oder kurzfristig soweit verbessert werden konnten, daß sie nunmehr als erprobt gelten können.

Es handelt sich dabei zum Beispiel um die Sperrung der Wellendurchführungen durch das Gehäuse mit den dafür erforderlichen komplizierten Sperrhelium-, Sperröl- und Lagerölkreisläufen sowie die Trennung dieser an einigen Stellen sich vermischenden Mengenströme.

Selbst in einem Extremfall wie bei einem totalen Black out im Kraftwerk im Jahre 1976, bei dem die entsprechenden Antriebe automatisch auf die sichere Gleichstromversorgung geschaltet wurden, arbeiteten die Systeme auslegungsgemäß und die Anlage konnte ohne besondere Vorkommnisse nach kurzer Zeit wieder hochgefahren und synchronisiert werden.

2. Außer dieser soeben erwähnten Sperrung sind auch andere Systeme so ausgelegt worden, als wenn sie in einem nuklearen Kreislauf eingesetzt werden würden, ohne daß dies aber bei der fossilgefeuerten Heliumturbine notwendig war.

Eine Komponente, die in diese Kategorie fällt und die die EVO nach Absprache mit der KFA nach nuklearen Bedingungen ausgelegt hat, ist die Heliumreinigungsanlage, deren Betrieb die für HHT-Anlagen typischen geringen Restverunreinigungen im Arbeitsmedium des Hauptkreislaufes sicherstellt.

3. Das Betriebspersonal stammt zum größten Teil aus dem Heißluftturbinenkraftwerk der EVO und hat sich aufgrund der langjährigen Betriebserfahrungen mit der dort seit 1960 laufenden geschlossenen Gasturbine schnell mit den Besonderheiten des Heliumturbinenkreislaufs vertraut gemacht. Die Handhabung des Kreislaufmittels Helium erfolgt problemlos. Das Speichersystem, die Reinigungsanlage und die anderen Helium-Nebensysteme werden wie der Hauptkreislauf vom Leitstand aus gefahren.

4. Die Leckrate betrug im letzten Betriebsabschnitt etwa 5 kg je Tag. Dies bedeutet bei einem Gesamtinventar von 1.400 kg einen täglichen Verlust von ca. 0,3 % der Füllung. Damit liegen zwar die relativen Verluste der Heliumturbinenanlage im Bereich der Werte von AVR und Dragon. Eine Verminderung der Leckrate um den Faktor 10 wird jedoch in Oberhausen angestrebt und kann möglicherweise auch in Zukunft erreicht werden.
5. Das Schwingungsverhalten des Läufers der Hochdruckgruppe erlaubte es bisher nicht, die Anlage mit der Nennleistung von 50 MW zu fahren.

Trotz mehrerer Gutachten, die von einschlägigen Fachleuten in der Planungsphase zu dieser Frage eingeholt worden waren, wurde bei Überschreiten einer bestimmten Grenzleistung Spalterregung beobachtet.

Die anfangs zur Verbesserung des Laufverhaltens getroffenen Maßnahmen, nämlich

- Umbau der Lager, um die Dämpfungseigenschaften zu verbessern,
- Verminderung der Erregerkräfte durch Einbau von Axialstrips in die Labyrinth

brachten zwar eine tendenzielle Verbesserung, jedoch mit einer Stabilitätsgrenze bei etwa 30 MW, das sind 60 % der Nennleistung, noch kein zufriedenstellendes Ergebnis, so daß nunmehr als dritter Parameter zur Beeinflussung der Spalterregung der Läufer selbst umgebaut wird.

Es handelt sich dabei im wesentlichen um die folgenden Maßnahmen:

- Verringerung des Lagerabstandes um 10 %
- Änderung der Verdichtertrommel, um eine weniger elastische Konstruktion zu erhalten.

Ende dieses Jahres wird der Umbau abgeschlossen sein und die Anlage wieder angefahren werden.

6. Im Rahmen einer mit der KFA abgeschlossenen Vereinbarung werden an der Heliumturbinenanlage Oberhausen gezielte Messungen an bestimmten Komponenten durchgeführt, deren Ergebnisse für das HHT-Projekt von Bedeutung sind.

Diese Untersuchungen beinhalten zum Beispiel

Temperatur- und Schwingungsmessungen an der
konzentrischen Rohrleitung

Schallmessungen in den Zu- und Ableitungen
zur Turbomaschine und

Messungen über die Dynamik der Nebensysteme.

Als besonders wichtiges Versuchsziel sollen im nächsten Jahr auch Versuche zur Ermittlung des dynamischen Verhaltens des Hauptkreislaufes bei verschiedenen Betriebszuständen durchgeführt werden. Mit den damit gewonnenen Ergebnissen kann man die Rechenprogramme testen, die zur Auslegung der HHT-Referenzanlage erstellt worden sind.

Meine Damen und Herren, eine Zusammenfassung dieses sehr kurzen Überblicks über die Heliumturbinenanlage der EVO ist sicherlich nicht mehr notwendig. Erlauben Sie mir abschließend nur noch den Hinweis, daß mit dieser von einem Energieversorgungsunternehmen gebauten und betriebenen Prototypanlage das Interesse der Betreiber an der HHT-Entwicklung dokumentiert wird, wobei die nicht unerheblichen naturgemäß anfallenden Betriebsverluste von unserem Mitaktionär RWE voll getragen werden und der Investitionszuschuß von der öffentlichen Hand äußerst gering war.

WERKSTOFFE FÜR FORTGESCHRITTENE HOCHTEMPERATURREAKTOREN

Prof. H. Nickel
Dr. H. Schuster

Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA),
Jülich

Dipl.-Ing. W. Jakobeit

Brown, Boveri & Cie AG (BBC), Mannheim

1. Einleitung

Der Übergang vom Hochtemperaturreaktor mit Dampfturbine, bei dem die Core-Austrittstemperatur des Helium 750°C beträgt, zum HHT mit 850°C und weiterhin zur Prototypanlage für Nukleare Prozeßwärme mit 950°C Core-Austrittstemperatur bedeutet eine stufenweise Steigerung der Anforderungen an die Werkstoffe. Die Kenntnisse über den Entwicklungsstand der hochbeanspruchten Core-Materialien, wie z.B. über die Materialien für Brennelemente und für den Reflektor, weisen heute aus, daß auch in großen HTR-Anlagen Helium-Austrittstemperaturen von 950°C möglich sein werden. Für die Werkstoffe der Komponenten des primären Gaskreislaufes außerhalb des Cores, die zum Transport des heißen Heliums und zur Auskoppelung der Wärme aus dem Primärkreislauf des Reaktors dienen, sind für eine solche Aussage noch umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten nötig. Der Grund ist, daß für den Bau solcher Komponenten metallische Werkstoffe Verwendung finden sollen, die bisher noch nicht hinreichend unter den bei HHT und PNP zu erwartenden Bedingungen getestet wurden. Wegen der erschwerten Zugänglichkeit verschiedener Komponenten im Primärkreislauf müssen die verwendeten Werkstoffe die Funktionsfähigkeit und die Sicherheit zum Teil bis zur vollen Standzeit einer HTR-Anlage gewährleisten. Im Temperaturbereich um 900°C gilt für die infrage kommenden Legierungen, daß durch eine Temperaturerhöhung von nur 50 K unter betriebsnahen Spannungen die Zeit bis zum Bruch um den Faktor 5 bis 10 reduziert wird.

Die beiden ersten Bilder zeigen die Komponenten in denjenigen Primärkreisläufen, deren Werkstoffe Thema dieses Vortrages sind. Abb.1 stellt einen Schnitt durch eine HHT-Anlage dar. Hier interessieren besonders die Werkstoffe für die Heißgasleitung und für die Schaufeln der Gasturbine, die den höchsten Gastemperaturen ausgesetzt sind. In der nuklearen Prozeßwärmanlage (Abb.2) ist die Bereitstellung der Werkstoffe für die Heißgasleitung, den

Röhrenspaltöfen und den Zwischenwärmetauscher von ausschlaggebender Bedeutung.

Für diese Komponenten ist wichtig, daß gegenüber der Festigkeit der metallischen Werkstoffe bei Raumtemperatur, für die der Einfluß der Zeit bei der Angabe der Werte unberücksichtigt bleiben kann, die nutzbaren Festigkeitswerte im Bereich der hohen Temperaturen von der Einsatzdauer abhängig sind. Irreversible Verformungsvorgänge lassen bei einem langzeitigen Einsatz nur reduzierte Belastungen zu.

Das wird an den in Abb.3 aufgetragenen Werten der Bruchfestigkeit als Funktion der Temperatur der Nickelbasislegierung Hastelloy alloy X deutlich. Wie aus dem Verlauf der oberen Kurve zu ersehen ist, nimmt bereits die Festigkeit im kurzzeitigen Zugversuch mit der Temperatur deutlich ab. Entscheidend für die Auslegung der Komponenten ist jedoch die Langzeitfestigkeit. Hier zeigt sich (untere Kurve), daß die Spannung, die nach 100.000 Stunden durch Bruch des Werkstoffs zur Zerstörung der Komponenten führt, sich von 60 N/mm^2 bei der THTR-Temperatur (750°C) auf 8 N/mm^2 bei der PNP-Temperatur (950°C), d.h. auf ein Achtel verringert. Das zeigt die Bedeutung einer genauen Kenntnis der Werkstoffeigenschaften und einer sorgfältig abgestimmten Beanspruchung der Werkstoffe in der Konstruktion hin.

2. Anforderungen an die Werkstoffe

Die Tabelle (Abb. 4) zeigt die vorgesehenen Beanspruchungen der Hochtemperaturkomponenten:

- Das Gasführungsrohr der Heißgasleitung wird nur gering mechanisch beansprucht, soll aber in Corenähe wegen des komplizierten Ausbaues die gesamte vorgesehene Lebensdauer der Reaktoren (280.000 Stdn. in 40 Jahren) überstehen.
- Die Wände der Reformerrohre und der Rohre im Zwischenwärmetauscher stehen im bestimmungsgemäßen Betrieb nur unter den kleinen Druckdifferenzen zwischen primärem und sekundärem Kreislauf, so daß auch hier die mechanischen Belastungen im Normalbetrieb klein bleiben. Wie noch gezeigt wird, gilt das jedoch nicht für Störfallsituationen. Es ist ein einmaliger Wechsel dieser Komponenten in der Gesamtbetriebszeit der Anlagen vorgesehen, wodurch Einsatzzeiten von 140.000 Stdn. resultieren.

- Die Werkstoffe für die Turbinenschaufeln haben hohen Spannungen standzuhalten, die mindestens Superlegierungen mit ihrer Verfestigung durch kohärente Ausscheidungen erfordern. Durch Abstimmung von Schaufelkühlung und Werkstoff sollen die Einsatzzeiten stationärer Gasturbinen von 100.000 Stdn. mindestens erreicht werden.

Nachfolgend soll in einem stark vereinfachtem Beispiel die Relation der Werkstoffbeanspruchungen in der nuklearen Prozeßwärmanlage zu Beanspruchungen in konventionellen Technologien dargestellt werden.

Die Belastungen des Zwischenwärmetauschers und der Reformerrohre des PNP-Projektes werden in Abb.5 mit denen von Brennkammern der Flugtriebwerke und von konventionellen Reformerrohren verglichen. Angegeben ist ebenfalls die Belastung für den Gaserhitzer der EVO-Anlage. Beide PNP-Komponenten liegen in den Maximaltemperaturen unterhalb schon erreichter Werte konventioneller Technologien. Es werden jedoch wegen des aufwendigeren Komponentenwechsels längere Betriebszeiten angestrebt. In der Darstellung ist unberücksichtigt geblieben, daß die PNP-Reformerrohre im Normalbetrieb unter Druckausgleich an der Rohrwand betrieben werden und diese Wand dadurch nur eine 5-10fach geringere Spannung zu ertragen hat als die Rohre in flammenbeheizten Chemieanlagen und im Gaserhitzer der EVO-Anlage.

Es muß hier darauf hingewiesen werden, daß die Spezifikationen in nuklearen Anlagen Nachweise über Werkstoffdaten sowohl im Umfang als auch im Detail erfordern, die über das bisher erreichte Niveau bei konventionellen Anlagen hinausgehen. Die Entwicklung von Wiederholungsprüfverfahren und die Garantie einer Mindest-Restduktilität nach langen Einsatzzeiten sind zusätzliche Probleme.

3. Werkstoffprogramm

Für den Anwendungsbereich der Werkstoffe über 650°C werden projektorientierte Erprobungs- und Entwicklungsprogramme durchgeführt, an denen sich die Projektpartner und Auftragnehmer nach vorhandenen Kapazitäten beteiligen. Die Programme für metallische Werkstoffe sind in 20 Einzelaufgaben unterteilt, von denen die Abb.6 einen Ausschnitt zeigt.

- Legierungsauswahl

Es wurden für die Grundprogramme sog. Referenzlegierungen aus marktgängigen Legierungen ausgewählt, deren prinzipielle Einordnung in die Legierungstypen die Abb.7 anhand der Parameter Zeitstandfestigkeit und Temperatur zeigt. Für die Turbinenschaufeln sind Nickelbasis-Superlegierungen in das Programm aufgenommen worden, mit denen schon Testzeiten von über 20.000 h erreicht wurden. Wesentlich höhere Belastungswerte sind mit der Molybdänbasis-Legierung TZM erreichbar, die in einem speziellen Untersuchungsprogramm auf ihre Eignung geprüft wird.

Der darunterliegende Bereich begrenzt die ausgewählten Blech- und Rohrwerkstoffe. Es sind Knet- und Gußlegierungen auf Eisen- oder Nickelbasis, deren mechanische Eigenschaften oberhalb der von stabilisierten Austeniten liegen.

- Zeitstandverhalten

Das Zeitstandverhalten der Hochtemperaturlegierungen war unter Bezugnahme auf die Herstellerwerte bei der Planung der Projekte eine wichtige Begründung für ihre Realisierbarkeit. Den relativ hohen Belastungen bei den HHT-Temperaturen und den sehr niedrigen Belastungen - durch den Druckausgleich an den Rohrwänden - bei den höheren Temperaturen der PNP-Komponenten konnten ausreichende Herstellerwerte kommerzieller Legierungen gegenüber gestellt werden.

Inzwischen wurden zur Ermittlung des Zeitstandsverhaltens unter den vorgesehenen Bedingungen der fortgeschrittenen HTR durch die Projektpartner über 2000 Probenplätze in Einzel- und Mehrprobenprüfständen erstellt. Die Langzeittests werden in den Prüffeldern unter simulierten Betriebsatmosphären, d.h. - außer mit Luft als Referenzatmosphäre - unter Helium mit realistisch eingestellten Spurenverunreinigungen sowie unter Prozeßgasen für das Prozeßwärmeprojekt und das Projekt für nukleare Fernenergie durchgeführt. Ziel ist die Bereitstellung eines Datenumfanges, wie er aufgrund von Auslegungsrichtlinien für nukleare Anlagen gefordert wird.

Die bisherigen Messungen für die Projekte HHT, PNP und NFE haben das Bild über die Werkstoffkenntnisse differenziert, jedoch nicht prinzipiell geändert. Die Abb.8 zeigt ein Beispiel für die Projekte PNP und NFE: Es ist

als schraffierte Balkenlänge in der linken Bildhälfte die Spannung angegeben, die die Proben nach 100.000 Stunden bei 900°C zerstört sowie rechts diejenige Spannung, mit der bei 950°C nur 100 Stunden für den Probenbruch benötigt werden. Das erste Parameterpaar - 100.000 Stunden und 900°C - ist für den Normalbetrieb eines Rohres in einer PNP-Anlage typisch, das zweite für die Störfälle in ihrer während der Lebensdauer der Komponenten angenommenen Gesamtzeit (100 Stunden). Die 100.000 h-Werte dieser Darstellung sind extrapolierte Werte.

Man sieht:

- 1) Die projekteigenen Messungen zeigen teils geringere, teils bessere Eigenschaften als die Herstellerangaben mit oft signifikanten Abweichungen.
- 2) Für den Normalbetrieb der Anlage übersteigen die Festigkeitswerte der Werkstoffe die vorgesehenen Beanspruchungen (etwa 3 N/mm² bei 900°C) in ausreichendem Maße.
- 3) Für die noch grob geschätzten Störfallbelastungen (950°C, 100 h, 20 N/mm²) übersteigen die Festigkeitswerte der Werkstoffe die Anforderungen um z.T. weniger als den Faktor 2. Hier werden für die Auslegung der Komponenten Forderungen von der Werkstoffseite über die Zahl und den Ablauf der zulässigen Störfälle gestellt werden müssen.

- Korrosionserscheinungen

Von den umfangreichen Arbeiten über Korrosionserscheinungen soll hier nur die Korrosion metallischer Werkstoffe im sog. HTR-Helium erwähnt werden. Helium wirkt natürlich als Edelgas nicht korrosiv, so daß man gerade im Primärkreis eines HTR ideale Verhältnisse für die Beständigkeit der Legierungen erwarten müßte. Diese Annahme wird leider nicht erfüllt. Das Primärgas wird durch unvermeidliche Leckagen der Wärmetauscher, durch eindiffundierenden Wasserstoff bei den Prozeßwärmeanlagen oder durch Ausgasen des Coregraphits und der kugelförmigen Brennelemente mit H₂O, H₂, CH₄, CO, CO₂ und N₂ verunreinigt. Eine kommerziell vertretbare Reinigungsanlage kann die Partialdrücke dieser Verunreinigungen nur bis in den Mikrobarbereich herabdrücken. Diese Verunreinigungen reagieren untereinander und mit dem heißen Coregraphit; das entstehende Gasgemisch wirkt auf metallische Oberflächen

mit einem geringen Oxydationspotential und einem höheren Potential zu Abgabe von Kohlenstoff ein. Anhand einer besonders starken Korrosionserscheinung sollen die typischen Effekte erklärt werden (Abb.9).

Ein metallographischer Schliff senkrecht zur Oberfläche einer Legierung der Referenzliste, die diesem verunreinigten Helium ausgesetzt worden war, zeigt im Mikroskop eine poröse Oxidschicht an der Grenzfläche Metall-HTR-Helium und darunter Oxide (im wesentlichen des Legierungsbestandteiles Aluminium) in den Korngrenzen.

Da die Oxydation nicht, wie bei diesen Legierungen in Luft üblich, eine dichte schützende Oxidhaut bildet, kann das Metall Kohlenstoff aus den gasförmigen Heliumverunreinigungen aufnehmen und dadurch mit Chrom und anderen Legierungselementen punktförmige oder an den Korngrenzen ausgeschiedene Karbide bilden. Ist diese Carbidbildung sehr stark, so tritt ein unerwünschter Duktilitätsverlust, d.h. eine Versprödung des Werkstoffs, ein.

Nicht alle Legierungen zeigen solche starken Beeinflussungen. Es ist deshalb eine wesentliche Aufgabe des Werkstoffprogramms

- 1) möglichst korrosionsresistente Referenzlegierungen zu ermitteln,
- 2) die Auswirkungen einer solchen Aufkohlung auf die mechanischen Eigenschaften exakt kennenzulernen,
- 3) für die Komponenten mit den höchsten Temperaturen parallel zu diesen Arbeiten geeignete Beschichtungsverfahren oder Legierungsmodifikationen zu entwickeln.

- Wasserstoff- und Tritiumpermeation

Die Beherrschung der Wasserstoff- und der Tritiumpermeation durch die wärmeübertragenden Rohrwände ist eine fundamentale Aufgabe, wenn chemische Prozesse mit dem Primärkreislauf des HTR verbunden werden sollen. Wie die Abb.10 zeigt, kann Wasserstoff aus dem Prozeßgas in den Primärkreis gelangen und durch Methanbildung im graphitischen Corebereich mittelbar eine Ursache der Aufkohlung metallischer Bauteile sein.

Tritium entsteht im Core durch neutroneninduzierte Kernumwandlung eines Isotopes des Kühlgases Helium sowie durch die Umwandlung von Lithium, das

als geringe Verunreinigungen des Graphites vorkommt. Auch wird es als Nebenprodukt der Uranspaltung und bei der Neutronenabsorption in Abschalt- und Regelstäben gebildet.

Man weiß, daß das blanke Metall bei den hohen Temperaturen unakzeptable Permeationsströme ergeben würde. Jedoch reduziert eine auf der Prozeßgas-seite schnell aufwachsende Oxidschicht die Permeation beider Wasserstoffisotope in einigen Tagen um mehrere Zehnerpotenzen (Abb.11). Man kann mit Hilfe eines konservativen Belastungsmodelles aus den z.Z. vorliegenden Resultaten abschätzen, daß sich für den kritischen Belastungspfad (Kochen im Haushalt mit dem in der Kohlevergasungsanlage entstehenden Prozeßgas) eine Strahlenbelastung erwarten läßt, die den zulässigen Wert um den Faktor 100 unterschreitet, also unterhalb der Schwankung der natürlichen Strahlenbelastung liegen wird.

- Legierungsoptimierung

Die Nutzung des HTR als Wärmequelle bei Temperaturen von 900°C und darüber erfordert von den Materialien ausreichende Hochtemperaturfestigkeit, Strukturstabilität und Korrosionsbeständigkeit. Darüber hinaus müssen die Werkstoffe leicht zu verarbeiten sein; komplexe Wärmebehandlungen sollten vermieden werden können. Die Abb.12 zeigt als Beispiel das Vorgehen bei der Auswahl von Hochtemperatur-Legierungen für das Projekt PNP. Neben den in der Untersuchung befindlichen Referenzlegierungen existiert ein Auswahlprogramm aus weiteren kommerziell verfügbaren Legierungen. Die Legierungen, die für die höchsten Temperaturen vorgesehen sind, erhalten ihre Festigkeit durch den Mechanismus der Mischkristallhärtung. Die kommerziellen Legierungen wurden jedoch für den Einsatz in stark oxidierenden Atmosphären entwickelt und haben daher oft nicht die für den HTR-Einsatz optimale Zusammensetzung. Es wurde deshalb parallel zu dem Grundprogramm mit kommerziellen Legierungen ein Programm zur Optimierung der Legierungen entwickelt. Chemische Zusammensetzungen, basierend auf Ni-Cr-W-Mo, werden für die Anhebung der Festigkeitswerte als aussichtsreich angesehen. Über den Einfluß der Legierungszusammensetzung auf die Korrosionsbeständigkeit sind aus den bisherigen Untersuchungen Tendenzen ablesbar; dabei wird die Bedeutung von Zusätzen wie Si, Mn, Nb, Ti z.Z. diskutiert.

4. Zusammenfassung

Im Rahmen der Entwicklung der Projekte HHT, PNP und NFE hat die Bereitstellung der Hochtemperaturwerkstoffe eine Schlüsselfunktion. Der geplante Aufwand hierfür ist beträchtlich und eine große Zahl kompetenter Institutionen und Firmen ist an den Arbeiten beteiligt. Z.Z. wird die Entwicklung einer internationalen Zusammenarbeit auf diesem Gebiet vorangetrieben. Während im HHT-Projekt die Schweiz als Projektpartner einen wesentlichen Anteil hat, wird für die Projekte HHT und PNP mit den USA, Frankreich, Österreich und Japan auf der Basis bestehender Kontakte über gemeinsame Arbeiten verhandelt.

Der jetzige Stand der Arbeiten zeigt:

- 1) Für die Komponenten der HHT-Anlage sind Werkstoffe verfügbar. Hier besteht die Aufgabe darin, die Kenntnisse über die Materialien auf den Stand zu bringen, der für die nukleare Anwendung nötig ist.
- 2) Wegen der höheren Maximaltemperaturen sind für die PNP-Komponenten mit den höchsten Betriebstemperaturen für den bestimmungsgemäßen Einsatz und die Auslegungsfälle die Kenntnisse über die Werkstoffe noch in einem Anfangsstadium. Es wurde frühzeitig ein umfangreiches Programm zur Lösung der anstehenden Fragen erstellt, die Prüfapparaturen aufgebaut und die Untersuchungen begonnen.

Über die konkreten Zielsetzungen der Projekte HHT, PNP und NFE hinaus werden die Resultate dieser Werkstoffprogramme auch eine wesentliche Wirkung auf den Einsatz von Hochtemperaturmaterialien in anderen Bereichen der Technik haben.

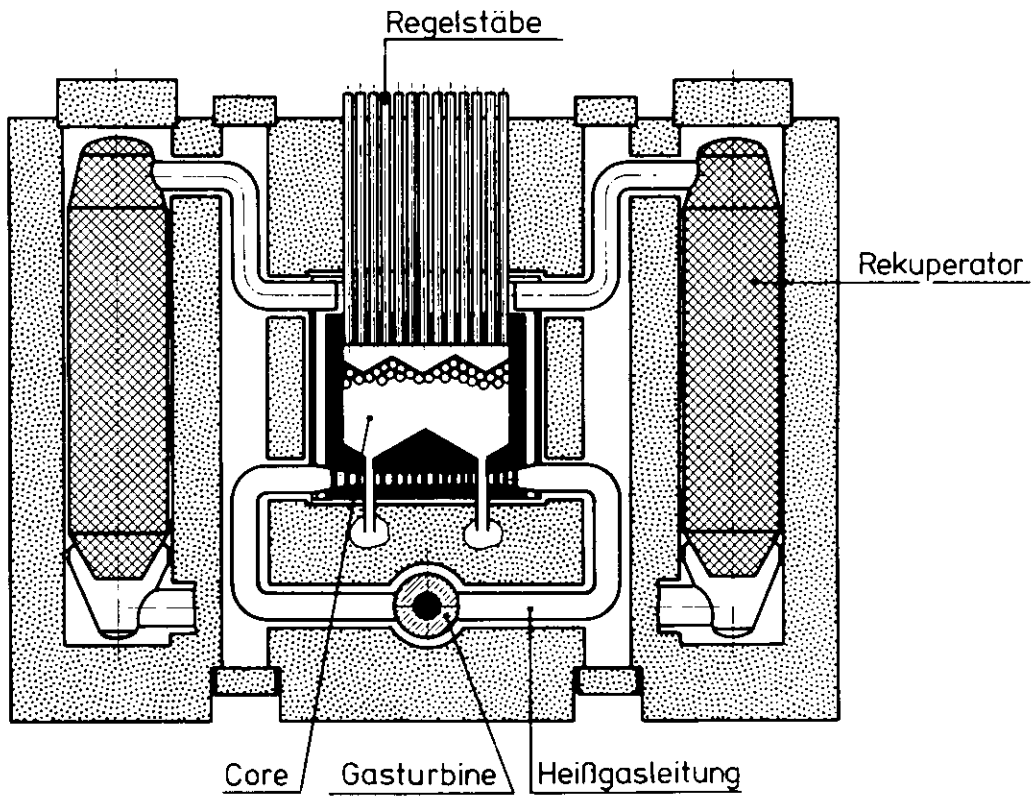


Abb. 1: Hochtemperatur-Reaktor mit Heliumturbine (schematisch)

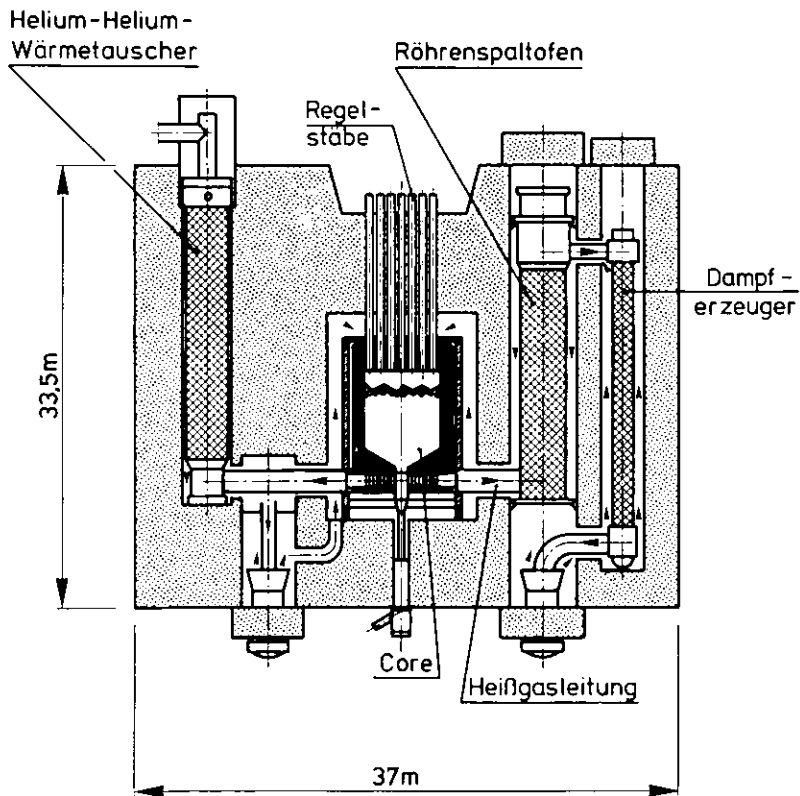


Abb. 2: Prototyp-Anlage für nukleare Prozeßwärme (schematisch)

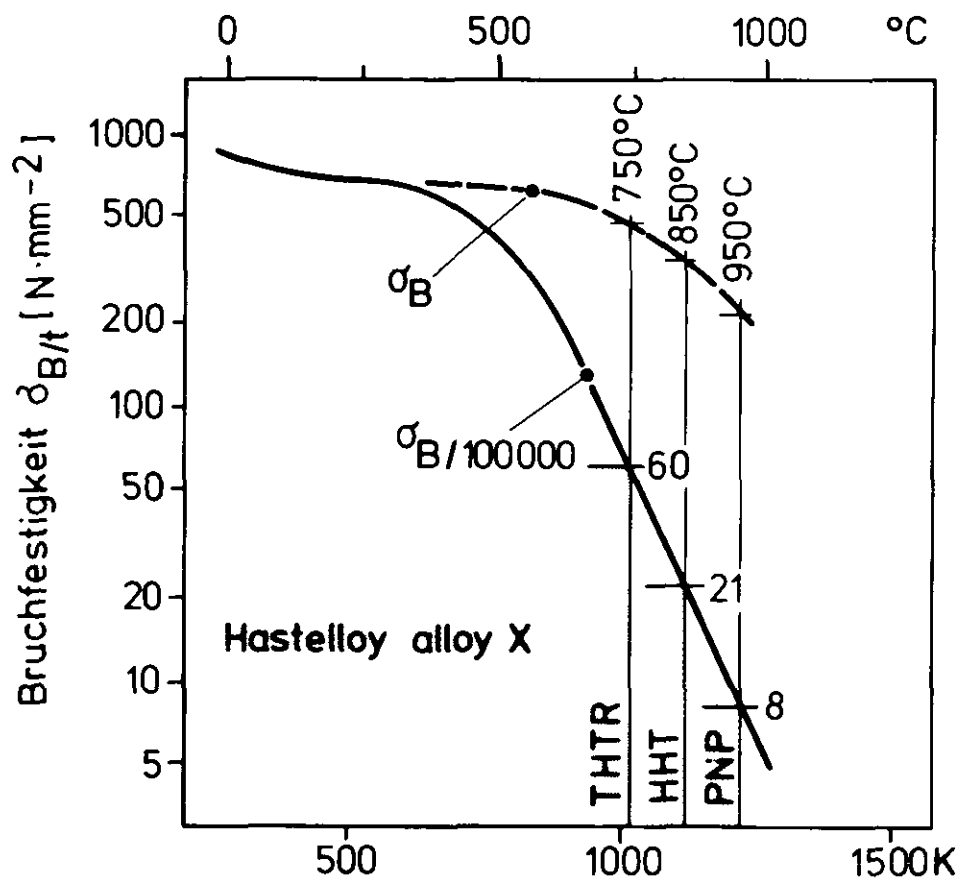


Abb. 3: Zeitstand- und Zugfestigkeit von Hastelloy X bei HTR-Core-Austrittstemperaturen

Komponenten	max. Betriebs- spannung (N/mm ²)	vorgesehene Einsatzdauer (Stdh.)
Heißgasleitung	geringe Spannung	280000
Reformerrohre	≤ 3 bei 900°C	140000
Zwischenwärme- taucher	≤ 3 bei 920°C	140000
Turbinen- schaufeln	≈ 200 bei 780°C*)	≈ 100000

Abb. 4: Betriebsbedingungen für Komponenten des Primärkreislaufes eines HTR

*) bei Einsatz der Molybdänlegierung TZM: 850°C (ohne Schaufelkühlung)

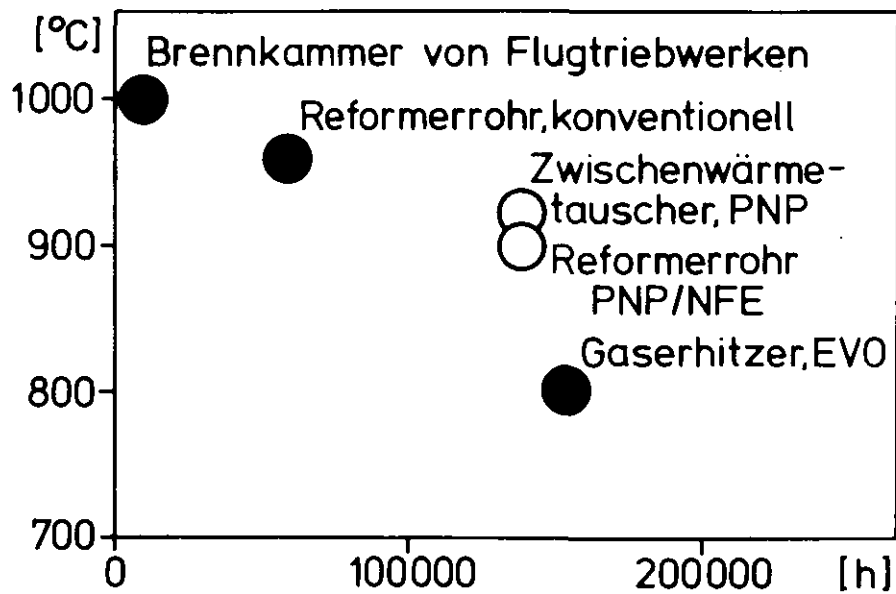


Abb. 5: Maximale Temperaturen und Einsatzzeiten für Rohrwerkstoffe (Normalbedingungen, schematisch)

- Auswahl von Referenzlegierungen
- Zeitstandverhalten
- Korrosion
- Wasserstoff- und Tritiumpermeation
- Legierungsentwicklung
- + 15 weitere Einzelaufgaben

Abb. 6: Einzelaufgaben der Werkstoffprogramme für fortgeschrittene HTR

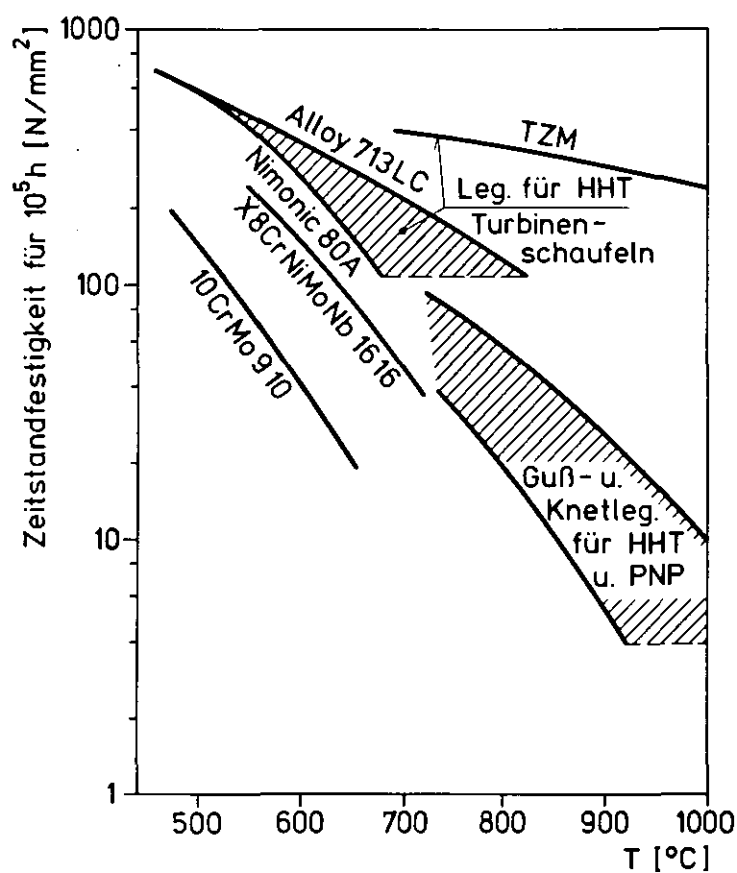


Abb. 7: Referenzlegierungen für fortgeschrittene HTR

Legierung			Zeitstandfestigkeit									
Bezeichnung	Typ	Basis	900°C					950°C				
			10	20	30	40	50	10	20	30	40	N/mm ²
INCOLOY Alloy 802	Knet-legierung	Fe	■	■				■	■	■	■	
HASTELLOY Alloy X	Knet-legierung	Ni	■	■				■	■	■	■	
Manaurite 36 X	Guß-legierung	Fe	■	■	■			■	■	■	■	

Normalbetrieb, 10^5 h

Störfall, $\sim 10^2$ h

Angabe der Zeitstandfestigkeit:

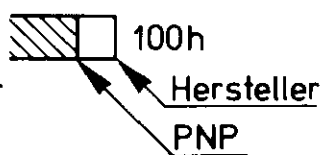
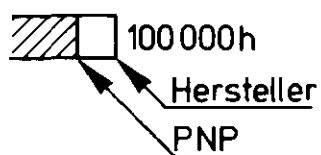


Abb. 8: Zeitstandfestigkeiten und typische Belastungen für PNP-Legierungen

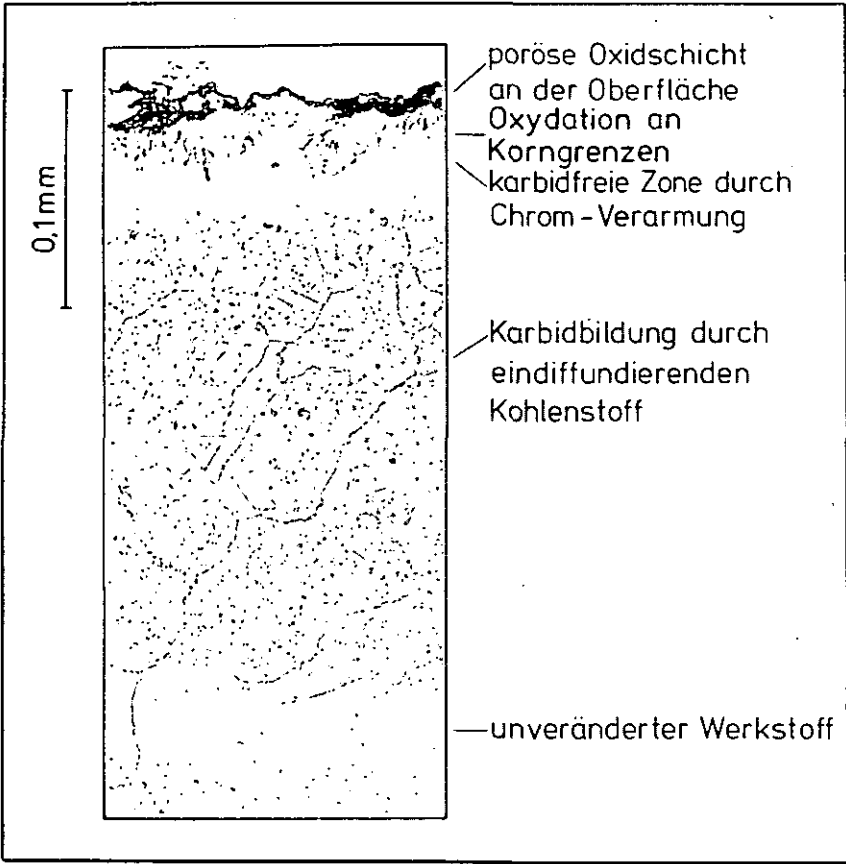


Abb. 9: Typische Korrosionserscheinung in HTR-Helium (Inconel 617, 1500 h bei 850°C)

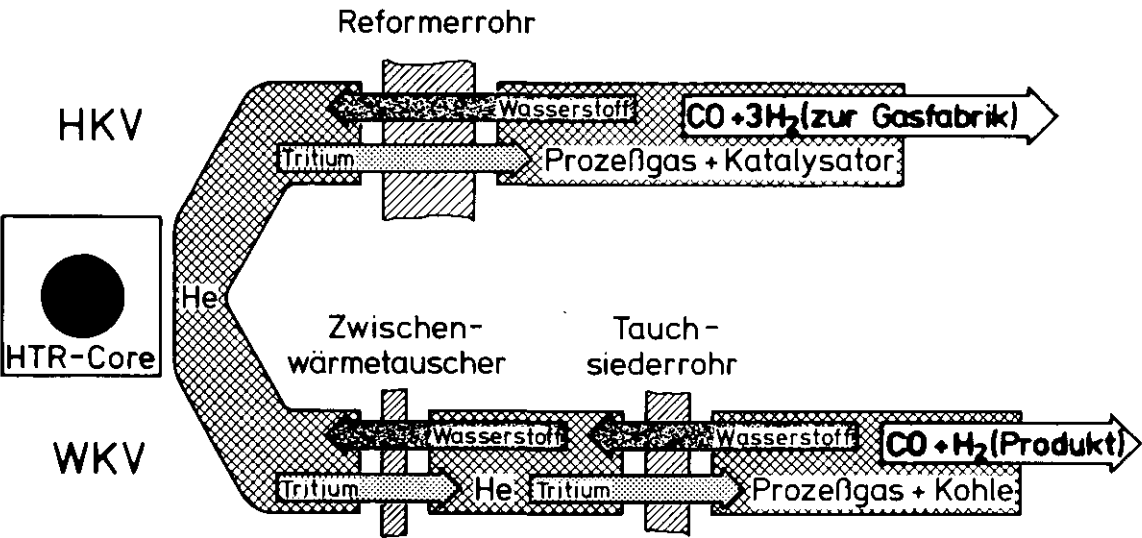


Abb. 10: Permeation zwischen Kreisläufen einer PNP-Anlage

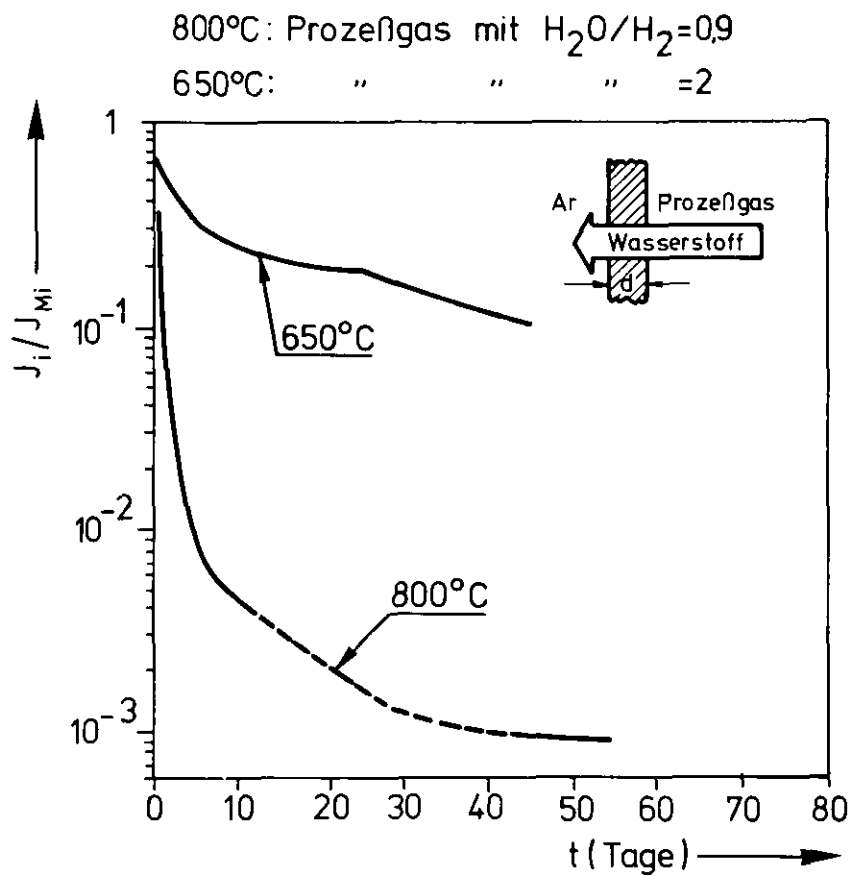


Abb. 11: Wasserstoffpermeation durch die Wand eines Schleudergußrohres

- Referenzlegierungen
(8 Legierungen)
- Auswahlprogramm
(ca. 40 Legierungen)
- Legierungsentwicklung

Abb. 12: Auswahl von Hochtemperaturlegierungen für das Projekt PNP

HERSTELLUNG UND BETRIEBSVERHALTEN VON HTR-BRENNELEMENTEN

Dr.H.Huschka Hochtemperaturreaktor-Brennelement GmbH (HOBEG)
Hanau

Dr.D.F.Leushacke, Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA)
Jülich

Der vorliegende Bericht soll einen kurzen Überblick über den Stand der Herstellung und des Betriebsverhaltens von HTR-Brennelementen geben.

Für den Th/U-Zyklus des Hochtemperaturreaktors existieren zwei weitgehend ausgereifte Brennelement-Konzepte, nämlich das Brennelement mit $(\text{Th/U})\text{O}_2$ -Partikel und das Brennelement mit getrennten Uran-Abbrand- und Thorium-Brutpartikeln. Es wurden außerdem auch Arbeiten für den U/Pu-Zyklus durchgeführt und dafür ein Brennelement mit niedrigangereicherten Uran-Partikeln bis zur Anwendungsreife entwickelt.

Das kugelförmige Brennelement wurde oftmals beschrieben und ist hinlänglich bekannt. Es hat einen Durchmesser von 60 mm und besteht aus einem brennstoffhaltigen Kern mit 50 mm \varnothing und einer 5 mm dicken brennstofffreien Schale. Die Matrix der brennstofffreien und brennstoffhaltigen Zone ist identisch und es besteht zwischen den beiden Zonen keinerlei Trennung oder Unstetigkeit in den wesentlichen Eigenschaften. Der Brennstoff liegt in Form von beschichteten Partikeln vor (Bild 1).

Die heute zur Diskussion stehenden Partikeltypen sind in Bild 2 zusammengestellt. Es liegen ihnen im wesentlichen drei Kernsorten und zwei Schichtsysteme zugrunde. Die drei Kerntypen sind:

1. Mischoxidkern bestehend aus $(\text{Th/U})\text{O}_2$ -Mischkristallen
2. Abbrandkern bestehend aus Uranoxid, Urankarbid oder Uranoxikarbid
3. Brutkern bestehend aus Thoriumoxid.

Ein Brennstoffkern für den U/Pu-Zyklus mit niedrigangereichertem Uran würde wie der Abbrandkern aus Uranoxid bestehen, allerdings einen größeren Durchmesser haben. Die beiden Schichtsysteme werden

als HTI-BISO und LTI-TRISO Schichten bezeichnet. Sie unterscheiden sich dadurch, daß die BISO-Schichten nur aus Pyrokohlenstoff bestehen, während die TRISO-Schichten noch eine Zwischenschicht aus Siliciumkarbid enthalten. Das links im Bild gezeigte Mischoxidpartikel, HTI-BISO, besteht aus einem Thorium/Uran-Mischoxidkern mit 400 µm Durchmesser, einer porösen Pufferschicht, einer Sealingschicht und bei einer ~ 2000 °C aus Methan abgeschiedenen hochdichten isotropen Außenschicht. Dieses Partikel entspricht dem THTR-Partikel. Das für HHT bzw. PNP zur Diskussion stehende Thorium/Uran-Mischoxidpartikel ist im mittleren Teil des Bildes gezeigt. Es hat einen Kern mit 500 µm Durchmesser und ist mit einer Pufferschicht-, einer bei etwa 1200 - 1400 °C aus einem Acetylen-Propylengemisch abgeschiedenen ebenfalls hochdichten isotropen Innenschicht, einer Siliciumkarbidschicht und einer analog der Innenschicht abgeschiedenen hochdichten Außenschicht umhüllt. Im rechten Teil des Bildes sind ein Abbrand- und ein Brutpartikel gezeigt, wobei das Brutpartikel sowohl im Kerndurchmesser als auch in Schichtaufbau dem Mischoxidpartikel entspricht. Der Kern des Brutpartikels besteht aus reinem Thoriumoxid. Für den Abbrandkern mit einem Durchmesser von 200 µm steht sowohl Uranoxid, Urankarbid als auch Uranoxikarbid zur Diskussion. Der Schichtaufbau entspricht der bereits beschriebenen LTI-TRISO-Schicht. Die Pufferschicht hat in Bezug auf den geforderten hohen Abbrand eine Dicke von etwa 100 µm.

Über Kernherstellung, Beschichtung und Brennelementherstellung wurde oft und eingehend berichtet. Hier soll anhand einer schematischen Übersichtsdarstellung versucht werden, die Einzelheiten zusammenzufassen und die einheitliche Linie der Brennelementfabrikation aufzuzeigen. Alle bereits genannten und im Bild nochmals aufgeführten Kernsorten, der Abbrandkern aus Uranoxid, Karbid oder Oxikarbid, der Brutkern aus Thoriumoxid und der Mischoxidkern aus Thorium-Uranoxid werden auf nassem Wege durch Vergießen der Schwermetallösungen durch Düsen und Aushärten der gebildeten kugelförmigen Tropfen hergestellt, die anschließend gewaschen, getrocknet, kalziniert und gesintert bzw. im Falle von Urandikarbid geschmolzen werden. Der Herstellungsprozeß ist für alle diese Kernvarianten der gleiche, lediglich einzelne

Verfahrensschritte müssen der jeweiligen Kernsorte angepaßt werden (Bild 3).

Der nächste Fabrikationsschritt, die Beschichtung, wird ausschließlich in Wirbelbetten durchgeführt. Sämtliche Kernarten, wenn erforderlich auch ein niedrig angereicherter UO_2 -Kern, erhalten eine LTI-TRISO-Beschichtung mit der bereits genannten Schichtfolge. Lediglich für den Mischoxidkern ist zur Zeit noch eine BISO-HTI-Beschichtung vorgesehen. Sämtliche Einzelschichten einer Schichtenfolge, inklusive der Siliciumkarbidschicht, werden auf die gleiche Partikelcharge im gleichen Wirbelbett, ohne Umsetzung oder Teilung der Charge aufgebracht. Entsprechend den geforderten Schichteigenschaften werden die Beschichtungsparameter eingestellt. Die Chargengrößen für Abbrandpartikeln liegen zur Zeit bei 0,5 - 0,9 kg Kerne, für Brut- und Mischoxid-Partikeln bei 5 - 10 kg.

Der abschließende Fabrikationsschritt, die Brennelementherstellung selbst, beginnt mit der Preßpulverherstellung. Naturgraphit- und Elektrographitpulver werden mit dem methanolgelösten Binderharz gemischt, verknetet, getrocknet, gemahlen und homogenisiert. Die beschichteten Partikeln, gleich welcher Sorte, werden mit diesem Preßpulver in einer Art Granulationsapparatur umhüllt. Aus den umhüllten Partikeln und dem gleichen Preßpulver werden nun in einem ersten Schritt die Kugelkerne in Gummiformen vorgepreßt und anschließend bei hohem Druck (30 kN/cm^2) mit der brennstofffreien Schale umpreßt und zugleich fertig gepreßt. Es folgt dann die mechanische Bearbeitung der Grünlingskugeln, das Verkoken bei 800°C und die Endtemperaturbehandlung bei etwa 1900°C .

Der Stand der Herstellungstechnik für kugelförmige Brennelemente wird am deutlichsten dadurch zum Ausdruck gebracht, daß das Brennelement für den THTR genehmigt ist und die Produktion des Erstcore Mitte 1977 abgeschlossen wurde. Insgesamt wurden bis heute etwa 1 Million kugelförmige Brennelemente gefertigt, die 15 bis 20 Tonnen beschichtete Partikeln enthalten.

In Bild 4 sind die pro Jahr hergestellten AVR- und THTR-Brennelemente aufgetragen und die jeweiligen Summenkurven eingezeichnet. In den AVR als Testreaktor ist eine große Zahl unterschiedlicher Varianten eingesetzt worden, wie zum Beispiel oxidische und karbidische Kerne mit hoch- und niedrigangereicherem Uran, BISO- und TRISO-Schichten und auch Brennelemente mit einer neuen Matrixvariante. Die Gesamtzahl der bisher hergestellten AVR-Elemente liegt bei etwa 150 000, die Gesamtzahl der THTR-Elemente beträgt etwa 500 000. Leider mußte in der Produktion wegen der Verzögerung des THTR der Brennelementedurchsatz deutlich reduziert werden.

Die Erprobung und Qualifizierung von Partikeln und Brennelementen erfolgt unter Normal- und Transientenbedingungen in Testreaktoren wie zum Beispiel in BR2-Mol, R2-Studsvik, FRJ2-Jülich, HFR-Petten und in vergangenen Zeiten auch in Dragon. Nach den bisherigen Ergebnissen scheint für die geforderte Absenkung der Spaltproduktfreisetzung unter Betriebsbedingungen von HHT und PNP eine Siliciumkarbidbarriere in der Partikelhüllschicht, also eine TRISO-Schicht, erforderlich zu sein. Für das Jahr 1980 ist ein Entscheid zwischen den Partikelvarianten Mischoxid-BISO, Mischoxid-TRISO und Abbrand-Brut-TRISO vorgesehen. Es müssen dazu noch die erforderlichen Tests durchgeführt werden.

Parallel zu den experimentellen Arbeiten werden seit einigen Jahren die Schadensquoten mit dem Computer Programm Stress II der KFA berechnet, in das die Kaltdaten der Partikeln und die geplante Bestrahlungsgeschichte eingehen. Am Beispiel eines Brutpartikels, dem zum Erreichen des gewünschten Abbrandes im Testreaktor etwa 4 % U 235 zugegeben wurde, können wir zeigen, daß der experimentell beobachtete Schadensverlauf über mehrere Größenordnungen hinweg vom Rechenmodell zufriedenstellend vorhergesagt wird (Bild 5). Bis etwa zum mittleren Abbrand von 6 % fima eines Prozeßwärmereaktors erfüllt das getestete Brennstoffteilchen bei 1100 und 1300 °C Brennstofftemperatur die PNP und HHT Anforderungen. Darüberhinaus nimmt die Schädigung stark zu.

Durch eine verbesserte Auslegung des Partikels, zum Beispiel um eine um 25 % dickere Pufferschicht, bleibt nach Vorhersage des Rechenmodells der bestrahlungsbedingte Bruchteil defekter Partikeln bis zu den Abbrandbedingungen von etwa 9 % fima unter 10^{-4} . Dies wird zur Zeit in einem weiteren Bestrahlungsexperiment in Mol überprüft.

Die Bestrahlungserprobung von Brennelementen auf statistischer Basis erfolgt mit Testchargen von mindestens 3 000 Brennelementen pro Variante im AVR-Reaktor (Bild 6). Es wurde bereits oben auf die Vielzahl der eingesetzten Varianten hingewiesen. Zwischenzeitlich wurden im AVR Abbrände von ca. 185 000 MWd/t erreicht. Die Kühlgasaktivität ist wie im Bild zu sehen seit Betriebsbeginn zurückgegangen und ist in den Jahren 1976/77 trotz einer Kühlgas Temperatur von 950 °C um etwa einen Faktor 5 niedriger als zu Beginn des AVR-Leistungsbetriebes. Der Anstieg der Kühlgasaktivität in 1976 ist auf ein Partikelversagen der niedrig angereicherten UO_2 Charge zurückzuführen, die 1973 eingesetzt wurde. Die Untersuchungen über die Ursachendes Versagens sind noch nicht abgeschlossen, es bestehen jedoch weitgehende Vorstellungen über die Auslegung eines niedrigangereicherten UO_2 -Partikels mit ausreichendem Bestrahlungsverhalten.

Zum Abschluß sollen noch einige kurze Hinweise auf weitere Entwicklungsschwerpunkte gegeben werden. Als wichtigste Aktivität ist die Absenkung der Spaltproduktfreisetzung zu nennen, um die HHT- PNP-Anforderungen zu erfüllen. Weitere Aufgaben liegen in Richtung Qualitäts- und Rohstoffsicherung.

Im nächsten Bild (7) sind die Werte des freien Schwermetalls nach derzeitigem Stand den Zielanforderungen gegenübergestellt. Es sind drei Brennelementvarianten für Prozeßwärme und Einkreisanlagen mit dem THTR-Brennelement verglichen. Die drei Brennelementvarianten basieren auf den bereits genannten drei Kernsorten, Thorium-Uran-Mischoxidkern, Uran-Abbrand-Kern und Thorium-Brutkern, sowie auf den zwei Schichttypen HTI-BISO und

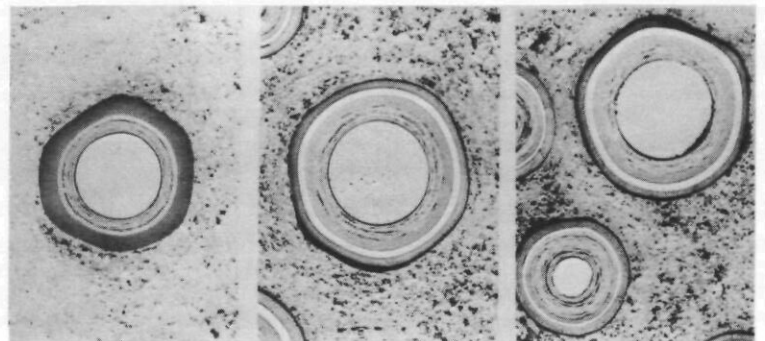
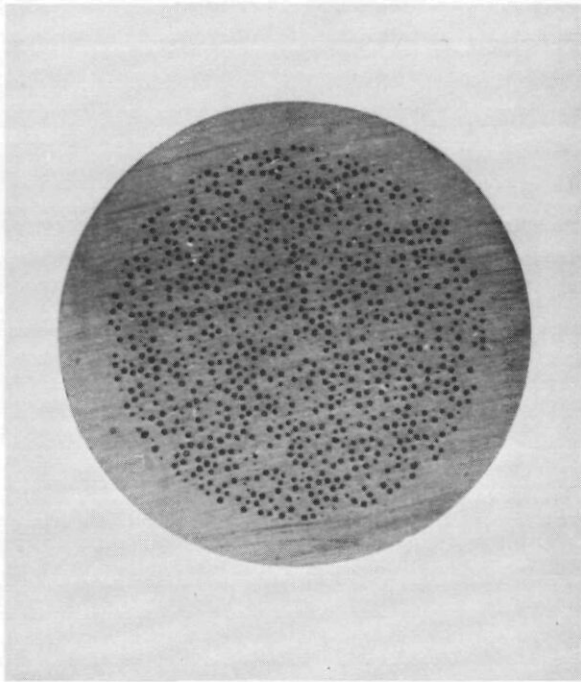
LTI-TRISO. Man sieht aus den angegebenen Werten, daß bei der Matrixkontamination verglichen mit THTR eine deutliche Verbesserung erarbeitet werden konnte und daß für Variante 1 beim Partikelbruch und für Variante 2 bei der Matrixkontamination und beim Partikelbruch die Zielsetzungen erreicht werden konnten. In den anderen Fällen ist noch Entwicklungsarbeit erforderlich. Diese Ergebnisse bedeuten nicht eine Vorwegnahme eines Partikelentscheides, sondern spiegeln lediglich den unterschiedlichen Entwicklungsstand für die einzelnen Varianten wieder. Auf Grund der vorliegenden Kenntnisse kann angenommen werden, daß die genannten Zielwerte für alle Varianten erreicht werden können.

Zur Absenkung des freien Schwermetallgehaltes in HTR-Brennelementen sind graduelle Änderungen bei der Kernherstellung und Beschichtung erforderlich, außerdem wird bei der Brennelementherstellung durch den Übergang zum Heißpressen eine Reduzierung des Partikelbruches erwartet.

Als Entwicklungsarbeiten die sich vor allem in Richtung Qualitäts- und Rohstoffsicherung auswirken, sind zu nennen:

Der direkte Einsatz der Binderkomponenten in den Fertigungsprozeß der Brennelemente (Totalsynthese), die Reduzierung der Zweifüllerkomponenten Natur- und Elektrographit auf nur eine aber besser verfügbare Elektrographitkomponente und das oben bereits genannte Heißpressen.

Auf Grund der bisherigen Ergebnisse kann zusammengefaßt werden, daß ein kugelförmiges Brennelement für Prozeßwärme- und Einkreis-Anlagen mit den genannten Zielerfordernissen machbar ist, zum Teil bereits realisiert ist und schwerwiegende Probleme für den Hochtemperaturreaktor von Brennelementseite kaum zu erwarten sind.



Mischoxid

HTI-BISO

Kerndurchmesser 400 μm

Mischoxid

LTI-TRISO

Kerndurchmesser 500 μm

Abbrand / Brut

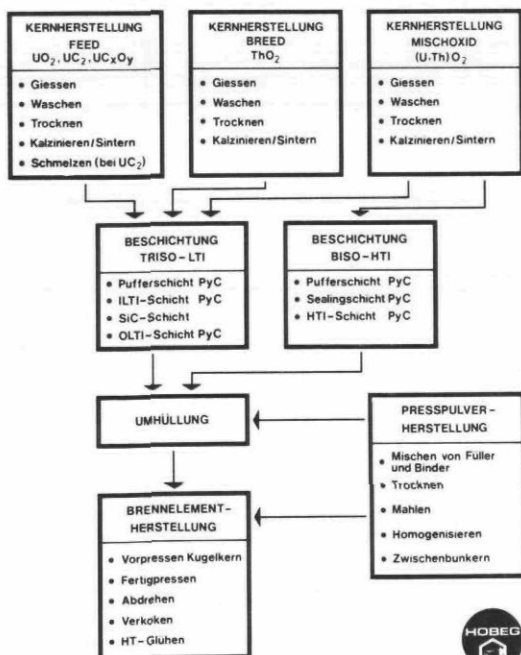
LTI-TRISO

Kerndurchmesser 200/500µm

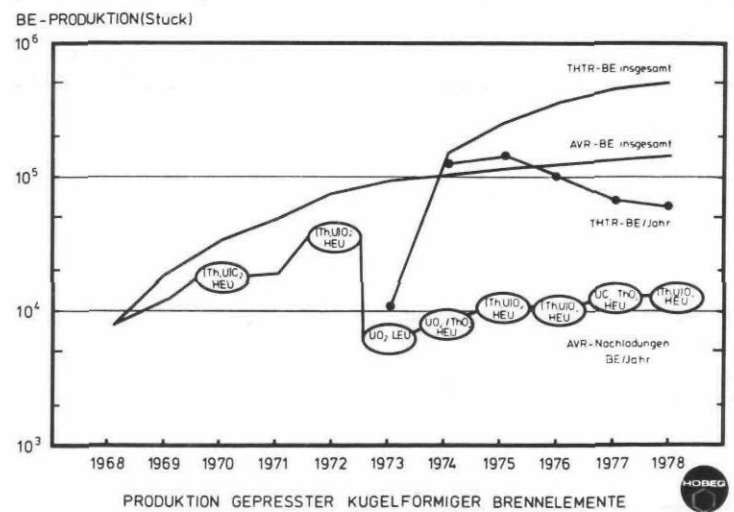
Brennstoffvarianten

Bild 1

Bild 2



FLIESSSCHEMA DER BRENNELEMENT-PRODUKTION



PRODUKTION GEPRESSTER KUGELFÖRMIGER BRENNELEMENTE

Bild 3

Bild 4

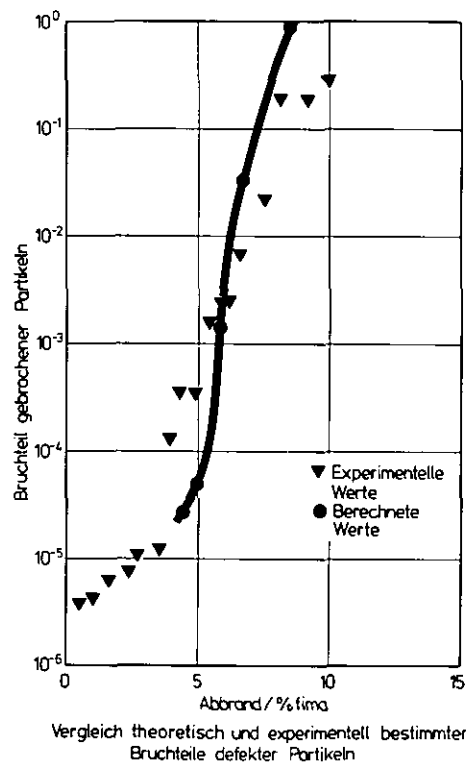
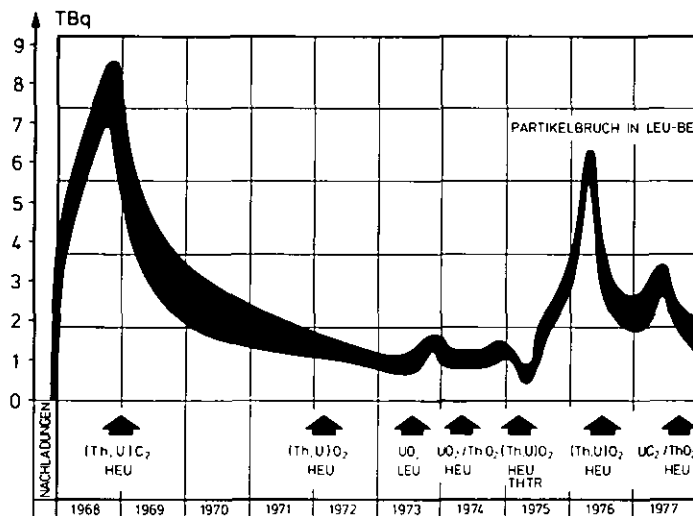



Bild 5



KÜHLGASAKTIVITÄT IM AVR-PRIMÄRKREISLAUF UND NACHLADUNGEN GEPRESSTER BRENNNELEMENTE (1 TBq = 27 Ci)

Bild 6

		BE FÜR THTR		BRENNNELEMENTE FÜR PROZESSWÄRME-/EINKREISANLAGEN							
Partikeldaten:	400 (Th,U)O ₂ HTI-BISO	Variante 1		Variante 2		Variante 3					
		400 (Th,U)O ₂ HTI-BISO	500 (Th,U)O ₂ LTI-TRISO	200 UC ₂ LTI-TRISO	500 ThO ₂ LTI-TRISO						
Freies Schwermetall:		Stand	Stand	Ziel	Stand	Ziel	Stand	Ziel	Stand	Ziel	
Matrixkontamination SM/SM _{gesamt}		300	180	100	< 20	30	140	100	75	30	
Partikelbruch SM/SM _{gesamt} Herstellung		< 30	< 30	100	55	60			150	60	



Absenkung des freien Schwermetalls in HTR-Brennelementen

Bild 7

FORSCHUNG UND ENTWICKLUNG AUF DEM GEBIET DES HOCHTEMPERATURREAKTORS IN ÖSTERREICH

Dipl.-Ing. J.Német	Reaktorbau Forschungs- und Baugesellschaft mbH & Co (RFB), Seibersdorf
Prof.E.Proksch Dr.P.Koss	Österreichische Studiengesellschaft für Atomenergie Ges.m.b.H. (ÖSGAE), Seibersdorf

Die österreichischen F&E - Aktivitäten auf dem Gebiet des HTR haben 1959 mit der Beteiligung am internationalen DRAGON-Projekt begonnen und wurden seither ohne Unterbrechung weitergeführt. Dabei wurde, entsprechend der Struktur und Größe der österreichischen Industrie, nie an die Verfolgung einer eigenen Baulinie gedacht. Es wurden vielmehr die Aktivitäten auf einzelne ausgewählte Gebiete schwerpunktmäßig konzentriert, wobei die Programme der internationalen Entwicklung angepaßt und vielfach in bilateraler Kooperation, hauptsächlich mit der BRD, durchgeführt wurden.

1. Brennstoff- und Absorbermaterialien

Die österreichische Studiengesellschaft für Atomenergie (ÖSGAE) ist in ihren Laboratorien in Seibersdorf seit dem Jahre 1961 auf dem Gebiet der HTR-Brennstoffe intensiv tätig.

In den ersten Jahren dieser Tätigkeit überwog die Beschäftigung mit der Entwicklung von Teilchenherstellungsmethoden. Eine Reihe von verschiedenen Herstellungsmethoden für Teilchenkerne und für Beschichtungen wurde ausgearbeitet, von denen ich hier nur die Herstellung von kunstharzgebundenen Kernen [1] und von Zirkonkarbid-Hüllschichten [2] erwähnen möchte. Aufbauend auf das bei der Brennstoffentwicklung erworbene know-how wurde auch die gesamte Menge an beschichteten Absorberteilchen produziert [3], die für die Herstellung der Absorberelemente des THTR-300 erforderlich waren.

Einer der derzeitigen Arbeitsschwerpunkte ist die physikalische Qualitätskontrolle von beschichteten Teilchen. Unter anderem wurden von der SGAE zwei kommerziell erhältliche Geräte entwickelt (Bild 1), der Teilchengrößenanalysator OPSA [4] und ein Gerät zur Messung des optischen Anisotropiefaktors an Pyrokohlenstoff-Beschichtungen [5]. Mit dem Teilchengrößenanalysator können Teilchendurchmesser zwischen 100 und 1500 μm mit einer Genauigkeit von $\pm 2 \mu\text{m}$ bestimmt werden. Eine Zusatzeinheit erlaubt die Bestimmung von Abweichungen von der idealen Kugelgestalt.

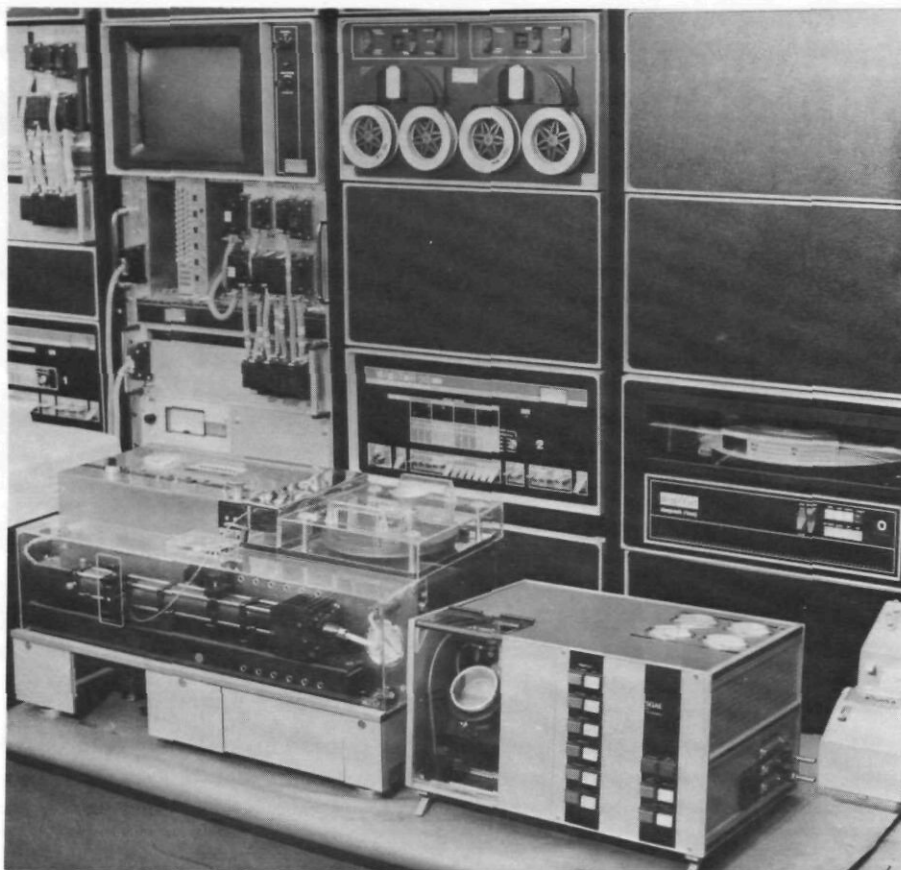


Bild 1: Teilchengrößenanalysator (links) und Zusatzgerät zur Unrundheitsbestimmung vor dem Prozeßrechnersystem

Die derzeit umfangreichsten Aktivitäten auf dem Kernbrennstoffsektor sind die Nachbestrahlungsuntersuchungen, die im Auftrag des HBK-Projektes durchgeführt werden. Von der großen Anzahl von Methoden, die in Seibersdorf entwickelt und routinemäßig angewandt wurden bzw. werden, kann ich nur einige erwähnen. Aufbauend auf eine langjährige Erfahrung mit verschiedensten Dekonsolidierungsmethoden wurde die Methode des "elektrolytischen Bohrens" von Brennstoffkugeln entwickelt [6]. Mit ihrer Hilfe können sowohl Teilchen - als auch Matrixproben - entlang eines achsialen Profiles durch die ganze Kugel gewonnen werden. Dadurch können Schadensquoten, Spaltproduktfreisetzungsraten, Abbrandwerte etc. als Funktion der Position innerhalb der Kugel bestimmt werden.

Hoch entwickelt wurde in Seibersdorf auch eine Massenspektrometrische Methode zur Bestimmung der Spalt- und Reaktionsgase im freien Volumen einzelner beschichteter Teilchen [7,8]. Eine kürzlich abgeschlossene Weiterentwicklung dieser Methode erlaubt die Messung von Gasabgaberraten aus einzelnen Teilchen, z.B. infolge permeabler Hüllschichten.

2. Materialtechnologie

Die Untersuchungen des DRAGON-Projektes zeigten bereits in den Jahren 1968 - 1970, daß sich die Korrosionserscheinungen der Hochtemperaturlegierungen im HTR-Helium wesentlich von den an Luft ermittelten Ergebnissen unterscheiden. Daraufhin wurde ein gezieltes Untersuchungsprogramm der Korrosions- und Kriecheigenschaften potentieller HTR-Werkstoffe erstellt, das von HMP fortgeführt wurde [9].

Für diese Experimente (CIIR, FIAT, HTMP) stellt die österreichische Industrie Probenmaterial aus über 30 Schmelzen verschiedener Stähle bzw. geschweißte Proben zur Verfügung an denen Prüfungen im Temperaturbereich 650° - 1000°C im Ausmaß von nahezu 3 Millionen Probenstunden durchgeführt wurden [10]. Für den Einsatz bei sehr hohen Temperaturen wurden TZM und Molybdän-Legierungen mit speziellen Zusätzen an B, Hf und Rh untersucht. Einige Materialien wurden im He-Kühlgas des Dragon-Reaktors ausgesetzt.

Die Nachuntersuchungen umfaßten Metallografien zur Ermittlung der Dicke der äußeren Oxidschichten, der ausscheidungs-freien Zonen, der Ausscheidungen im Korn und an den Korn-grenzen.

Aufgrund der Prüfergebnisse wurden die geeignetsten Werkstoffe, wie z.B. vom Typ 800 bzw. DIN 4981 der VEW ausgewählt. Von diesen wurden auch modifizierte Versuchsschmelzen erhöhter Korrosionsbeständigkeit untersucht [11].

Die Aufkohlung der Materialien im HTR-Helium ist ein wesentlicher, qualitätsmindernder Faktor. Diesbezüglich führte die ÖSGAE Aufkohlungsuntersuchungen an experimentellen 15 Cr/Fe/Ni-Legierungen durch, die auch auf kommerzielle Legierungen ausgedehnt wurden [12]. Mittels ¹⁴C-Tracer Diffusionsexperimenten und spezieller Metallografie wurde die Kohlenstoffaufnahme der Werkstoffe zwischen 650° - 950°C untersucht (Bild 2).

Wesentliche Unterschiede ergaben sich in der Anlaufphase, wo in den Eisenbasislegierungen die Karbidbildung fast ausschließlich an den Korngrenzen beginnt, während in den Proben mit überwiegendem Nickelgehalt sehr rasch auch ein beträchtlicher Anteil innerkristallin gebildet wird [13].

NORMIERTE AUFKOHLUNGSTIEFEN IN BASIS =
LEGIERUNGEN 15%Cr, 15-70%Ni, Rest Fe

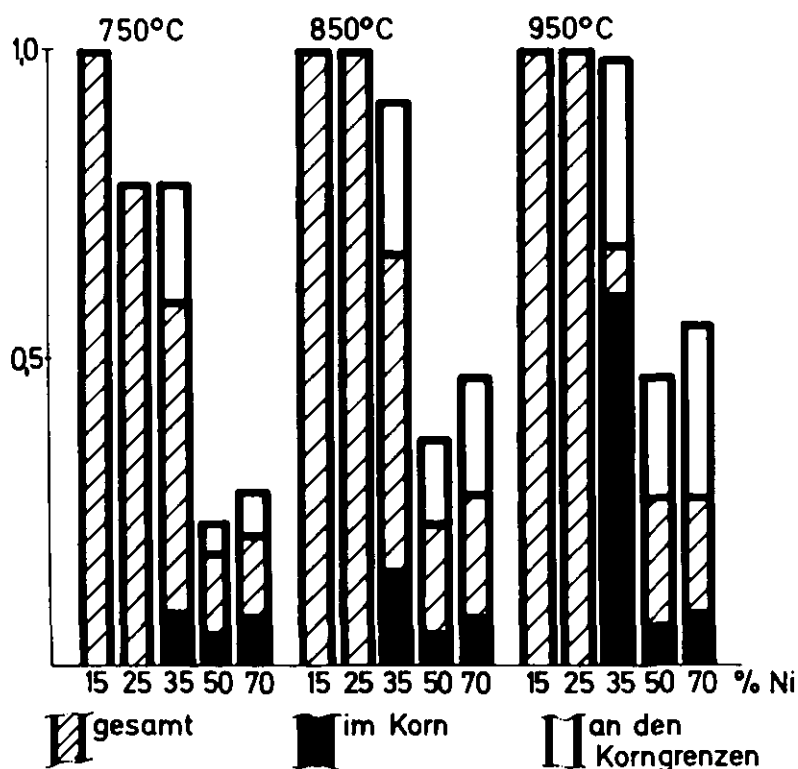


Bild 2: Relative Aufkohlungstiefe der Basislegierungen
14 Cr/15-70 Ni/Fe.

Die in HTR-Helium über lange Zeit bei 750°C exponierten Vergleichsproben bestätigten diesen Mechanismus [14].

Die Aufkohlung hängt somit von der chemischen Aktivität der Karbidbildner in der Legierung und von der Bildung geschlossener, oberflächlicher Schutzschichten ab.

Der zweite Aspekt, u.zw. die Aufkohlungsresistenz der sich bildenden Korrosionsschichten, wird derzeit untersucht. Zusammen mit der Analyse der Korrosionsschichten, sollen

damit jene Legierungen ermittelt werden, die in HTR-Helium eine Schutzschicht gegen Aufkohlung bilden [15]. Daneben ist geplant, in Zusammenarbeit mit dem PNP-Projekt das Zeitstandverhalten einiger Legierungen in Prozeßgas zu untersuchen. Ein diesbezüglicher Kooperationsvertrag steht vor dem Abschluß. Die VEW errichtet zu diesem Zweck eine aus sechs Mehrprobenöfen bestehende Prüfanlage und wird insbesondere auch die Weiterentwicklung entsprechender Hochtemperaturlegierungen betreiben.

3. Komponentenentwicklung

Die österreichische Industrie hat bereits für den Dragon-Reaktor eine Reihe wesentlicher Komponenten entwickelt und geliefert, so z.B. die Dampferzeuger, die Hochdruck-Kompensatoren, verschiedene Behälter und Rohrsysteme. Somit liegen auf dem Gebiet der Komponenten nicht nur know-how in Auslegung, Konstruktion und Werkstattfertigung vor, sondern es sind auch wertvolle praktische Erfahrungen beim tatsächlichen Einsatz dieser Bauteile im Reaktorbetrieb zugänglich [16].

Zur Vorbereitung des Schrittes vom Reaktorexperiment Dragon zum kommerziellen HTR wurden weitere Komponenten orientierte Entwicklungsarbeiten, zumeist in bi- bzw. multilateraler Kooperation, durchgeführt. Um dabei auch die Möglichkeit zu haben, eigene Betriebserfahrungen zu sammeln, wurde für die Erprobung von Komponenten unter Betriebsbedingungen heutiger und künftiger HTR-Anlagen vom Institut für Reaktorsicherheit in Seibersdorf mit starker Industriebeteiligung ein Hochtemperatur-Heliumversuchsstand im großen Maßstab errichtet. In einem Testraum von 1 m Durchmesser und 7 m Höhe werden Temperaturen von bis zu 1000°C bei einem Druck von 100 bar erreicht werden. Neben den erforderlichen Hilfsanlagen, wie z.B. einem Gasvertei- und

Lagersystem mit Reinigungsanlage, den Regel- und Sicherheitseinrichtungen, steht eine computergesteuerte Datenerfassung zur Verfügung, die der aufwendigen Instrumentierung angepaßt ist [17].

Eine weitere Vertiefung der Zusammenarbeit mit der BRD soll die Entwicklung eines Helium/Helium-Wärmetauschers für Prozeßwärmeeinsatz durch ein österreichisches Industriekonsortium im Rahmen des deutschen PNP-Programmes bringen [18].

4. Spannbetonbehälter

Einen besonderen Schwerpunkt im Programm der österreichischen Industrie bildet die Entwicklung eines Spannbetondruckbehälters für Hochtemperatur-Reaktoren mit elastischer heißer Dichthaut und regelbarer Wandtemperatur [19]. Dieser neue Behältertyp wurde mit der Zielsetzung entwickelt, über die, allen Spannbetonbehältern gemeinsame hohe Bruch-sicherheit hinaus, die Betriebssicherheit und Verfügbarkeit gegenüber anderen Behälterkonzepten zu erhöhen [20]. Zu diesem Zwecke hat dieser Behältertyp folgende Merkmale, die ihn von den bisher gebauten Spannbetonbehältern unterscheiden:

- Eine inspizierbare und reparierbare, elastische "heiße" Dichthaut
- Ein Temperaturregelsystem in der Behälterwand, mit dessen Hilfe der Behälter den verschiedenen Betriebszuständen eines Reaktortyps, bzw. den unterschiedlichen Betriebsbedingungen von Hochtemperatur-Reaktoren, von der Einkreisanlage bis zum Gasbrüter, optimal angepaßt werden kann.
- Mit Hilfe des Temperaturregelsystems wird die Dichthaut nur im elastischen Druckbereich beansprucht, ein Plastifizieren wird vermieden und somit kann eine signifikante Erhöhung der Betriebssicherheit des Behälters erwartet werden.

- Mit Hilfe einer Leckbegrenzung und eines Lecksuchsystems werden eventuell auftretende geringe Leckagen auf eine schmale Betonzone begrenzt und von dort kontrolliert abgeführt. Mit Hilfe des Systems kann auch eine Leckortung vorgenommen und somit eine eventuelle Reparatur wesentlich verkürzt werden.

Zur Erprobung des Systems wurde von den am Projekt beteiligten Industriepartnern in enger Kooperation mit dem Institut für Reaktorsicherheit, die erforderlichen Materialentwicklungen und Untersuchungen durchgeführt und in Seibersdorf ein Prototypbehälter von 3,5 m Ø und 12 m Höhe errichtet (Bild 3). Dieser Behälter ist unter den in aller Welt erbauten und erprobten 150 Modell- und Versuchsbehältern, der erste, der eine heiße Dichthaut hat und die experimentelle Erprobung einer solchen Dichthaut unter realistischen Betriebsbedingungen ermöglicht. Er ist für 100 bar Betriebsdruck und 300°C Dichthauttemperatur ausgelegt. Der Behälter ist fertiggebaut, druckgeprüft und steht zur Zeit in Erprobung.

Durch seine hohe Anpassungsfähigkeit an verschiedene Betriebsbedingungen steht mit diesem Behälter eine gemeinsame Behälterkonzeption für das HTR-Spektrum, vom HHT bis zum GSB, zur Verfügung. In verschiedenen Ausführungsformen können die Sicherheitsmerkmale dieses Behälters für jeden dieser Reaktortypen optimiert werden [21].

Die Anwendbarkeit des Behälterkonzeptes wurde im Rahmen einer beginnenden Kooperation mit der BRD bereits für den Druckwasserreaktor [22], für den Hochtemperaturreaktor mit 2-Kreisanlage und für den Gasbrüter untersucht und nachgewiesen.

Weitere Untersuchungen sind z.B. über Inspektion und Reparatur der Dichthaut, Temperatureinfluß auf Beton im Rahmen des HHT-Projektes im Gange. Ich glaube, daß gerade auf diesem, für den Hochtemperaturreaktor so wichtigen Gebiet der Behälterentwicklung,

die Zusammenarbeit noch erweiterungsfähig ist und daß wir mit unserem ausgereiften Behälterkonzept den verschiedenen, sich zunehmend artikulierenden Wünschen der künftigen Betreiber über eine Erhöhung der Betriebssicherheit, Lösungsvorschläge anzubieten haben.

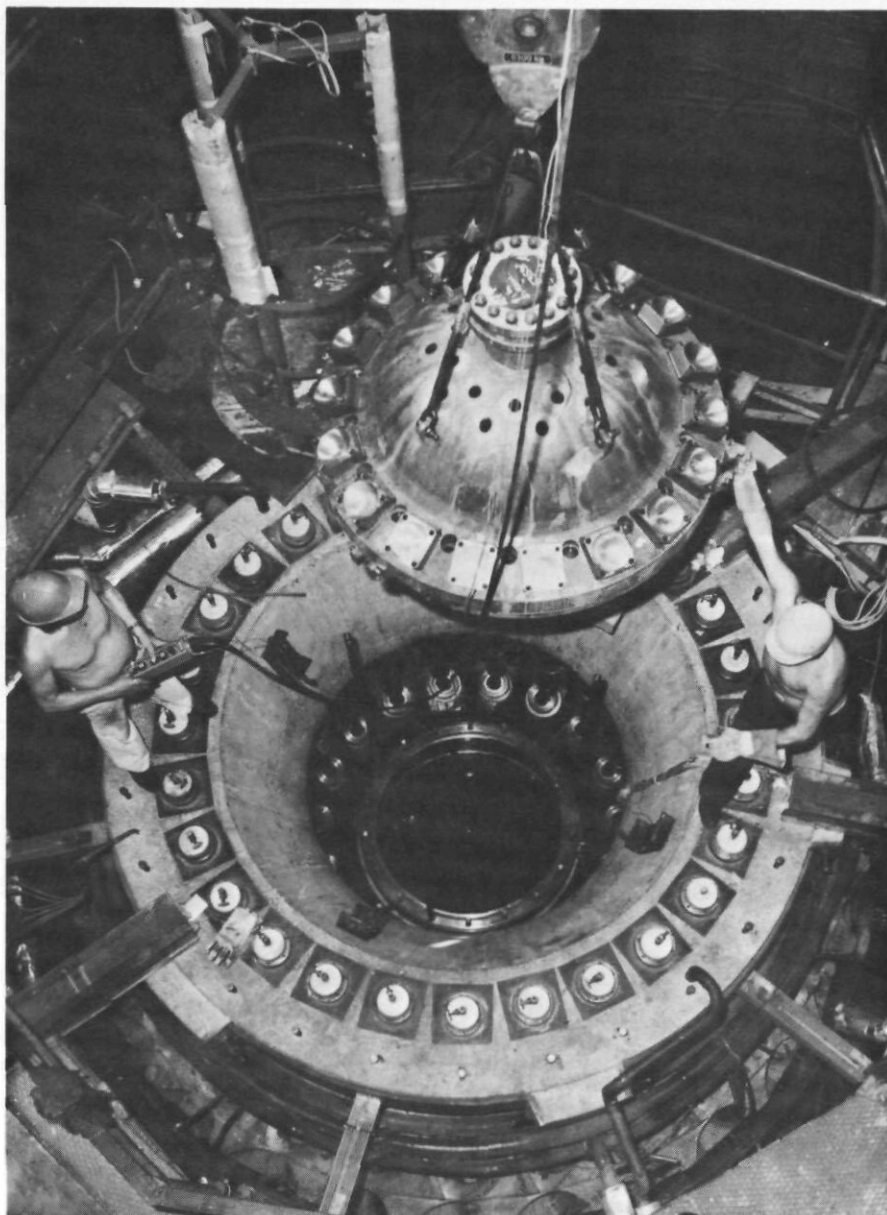


Bild 3: Spannbeton - Prototypbehälter mit elastischer heisser Dichthaut Deckelmontage

L I T E R A T U R

- [1] Bildstein H., K.Knotik
Die Herstellung sphärischer Kernbrennstoff-
teilchen aus wässrigen Metallsalzlösungen
Kerntechnik 9, (1967) 57 - 62
- [2] Holub F., O.Kofler
Herstellung und Prüfung von pyrolytischen
Zirkonkarbidschichten für Kernbrennstoff-
teilchen
Reaktortagung 1977, 622 - 625
- [3] Bildstein H., P.Koss, K.Knotik
Die Herstellung von beschichteten Bor-Koh-
lenstoff-Teilchen als Absorber für den THTR
Kerntechnik 18, (1976) 68 - 76
- [4] Wallisch K., P.Koss
Automatic size analysis of coated fuel
particles
Nucl.Technol. 35, (1977) 279 - 283
- [5] Koizlik K., P.Koss
Bestrahlungsinduzierte Änderungen der
Orientierungsanisotropie in Pyrokohlenstoff-
hüllschichten von Brennstoff-Oxid-Teilchen
Atomwirtschaft (1973), (1), 29 - 31
- [6] Bildstein H., K.Knotik
Chemische und elektrochemische Methoden
zur Zerlegung von graphitischen Kernbrenn-
stoffeinsätzen
Kerntechnik 15, (1973) 554 - 561
- [7] Strigl A., H.Bildstein
Mass-spectrometric determination of gases
in individual coated HTR fuel particles,
Part I, Nucl.Instr.Meth. 142 (1977) 507 - 512
- [8] Strigl A., E. Proksch
Restoration of CO equilibrium in porous
oxide HTR fuel particles
Nucl.Technol. 35 (1977) 386 - 391

- [9] Demel O.
 SGAE-Ber.No. 2847, Wien (1977)

- [10] Brenner K., H.Bates, M.Warren
 HTMP-Technical
 Note No. 5, Wimborne (1976)

- [11] HTMP Vierteljahresbericht
 Wimborne (Jänner 1978)

- [12] Demel O., et al
 Dragon Project Report 974 (1976)

- [13] Demel O.
 Radex-Rundschau, Heft 2
 Radenthein (1977)

- [14] Demel O.
 Reaktortagung Mannheim (1977) 566

- [15] Degischer H.P., et al
 SGAE-Ber.No.2848, Wien (1977)

- [16] Fritz K., L.Zwingenberger
 Design and Construction of Reactor
 Components in Austria
 Session III., Fifth Foratom Congress
 Florence, (Oct. 1973)

- [17] Fritz K., A. Witt
 The High Temperature Helium Test Rig
 at the Research Center Seibersdorf
 IAEA - Technical Committee Meeting on
 High Temp. Reactors
 SGAE-Ber.No.2849
 Vienna (12-14 Dec. 1977)

- [18] Fritz K., J.Német, L.Zwingenberger
 Entwicklung von Komponenten für Hochtem-
 peraturreaktoranlagen
 E&M - Elektrotechnik u.Maschinenbau Heft 1
 (1976), EKMB 9 93 (11) 485 - 490

- [19] Nemet J.
The Austrian PCRV Project with a Hot Liner
A Status Report
Nucl.Eng.and Design Vol. 29, No. 2
(Dec.1974) 189 - 195
- [20] Jugmann A., H.Kopp, J.Nemet, L.Zwingenberger
Safety design of a PCRV with hot liner and
elevated wall temperature
Proceedings of 3rd International Conference
on "Structural Mechanics in Reactor Technology"
London (1-5 Sept.1975) H 3/3
- [21] Nemet J.
Erhöhung der Betriebssicherheit von HTR-Anlagen
Das Österr.Konzept eines Spannbetonbehälters
mit inspizierbarer und reparierbarer Dichthaut
Referat: Reaktortagung 1978, Deutsches Atomforum
Hannover (3.-7. April 1978)
- [22] Kopp H., A.Jungmann, M.Gangl, J.Nemet
W.Walluschek, J.Mutzel
Spannbeton-Reaktordruckbehälter mit heißer
Dichthaut für Druckwasserreaktoren
Deutscher Ausschuß für Stahlbeton (DAfStB)
Heft 264 (1976)